

# A T R 固有安全炉の プラント概念の構築のとりまとめ

(動力炉・核燃料開発事業団 契約業務報告書)

平成10年3月

新型炉技術開発株式会社

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒914-0842 福井県敦賀市明神町3

動力炉・核燃料開発事業団

新型転換炉ふげん発電所

技術課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to : technology Section,  
Fugen Nuclear Power Station. Power Reactor and Nuclear Fuel Development  
Corporation 3 Myoujin-chou, Tsuruga-shi, Fukui-ken 914, Japan

## A T R 固有安全炉のプラント概念の構築のとりまとめ

岸田雅子\*内田正治\*吉岡直樹\*

### [要旨]

平成4年度からこれまで、システムの簡素化と受動的安全性を重視した先進的な ATR プラント概念の構築を目指し、従来の ATR をベースに「ATR の特徴を活かす炉心冷却アイデア」を取り入れた要素技術の検討が実施してきた。

本研究ではこれまでの要素技術検討をまとめ、プラント構想、事故シナリオ、主要システム概念、格納容器（配置を含む）について検討し、安全性を向上した、合理的な中小型 ATR パッシブ安全炉 PS-ATR（以下 PS-ATR と称する）のプラント概念を構築した。

#### 1 要素技術の検討

- 1) 1000MWt 自然循環型 ATR 原子炉・冷却系のシステム概念を構築した。
- 2) 受動的余熱除去機能を有する重水冷却系のシステム概念を構築した。

#### 2 プラントシステム概念の構築

- 1) 原子炉本体は、上部よりの燃料交換方式として、格納容器の下部に設置したパッシブな安全系により原子炉本体が水づけにできるように、事故後の炉心冷却を確保できるようにした。
- 2) 原子炉冷却系は、自然循環型再循環方式とした。ただし、PS-ATR では2ループとする利点が少ないため、システムが簡素化できる1ループ構成として、環状の蒸気ドラム、下部ヘッダを採用してスペースの有効利用をはかる方式とした。
- 3) 安全系の構成は、崩壊熱の除去、炉心への注水がパッシブなシステムで可能なようにして、電源喪失、小漏洩、大漏洩等の事故時のシナリオを検討して容量の設定、システムの成立性を確認した。以下にその構成を示す。

ギャップ注水系 + 静的重水冷却系	(崩壊熱除去機能)
自動減圧系	(減圧機能)
蓄圧タンク注水系	(注水機能)
重力注水系	(注水機能)
原子炉格納容器冷却系	(CV 圧力減圧、崩壊熱除去機能)

- 4) 以上の概念の格納容器内配置を検討して配置概念図を作成した。

---

本報告書は、新型炉技術開発株式会社が動力炉・核燃料開発事業団との契約により実施した業務の成果である。

契約番号：09C1481

事業団担当部課室：ふげん発電所 発電課 桜井直人

\* 新型炉技術開発株式会社

## A Compilation of the Developments of Plant Concept on Passive Safety ATR

Masako Kishida\* Shoji Uchida\* Naoki Yoshioka\*

### Abstract

The studies of several elementary technologies adding "The new core cooling ideas made full use of ATR's inherent characteristics" to present Advanced Thermal Reactor (ATR) had been carried out so far from 1992, in order to develop the advanced concepts which gave priority to the simplification of system and the passive safety.

In this work, the elementary technology studies until now were summarized, and a plant basic plan, accident scenarios, safety system concepts and containment vessel (involving layout) were investigated, and then, the more safe and rational plant concept of the passive safety ATR named PS-ATR were developed by using those studies.

#### 1. The study of the elementary technology

- 1) The concepts of reactor and cooling system on 1000MWe natural circulating cooling type ATR were thought out.
- 2) The concept of heavy water cooling system with the function of passive residual heat removal was thought out.

#### 2. The development of the plant system concepts

- 1) The method of fuel exchange from the upper part of reactor was adopted. The core cooling after LOCA could be maintained surely, as the water injections from passive safety systems in the lower part of containment vessel could submerge the reactor easily by this adoption.
- 2) The single natural recirculating system was adopted for the reactor cooling system, because it was the simplest and the two loops system had little merit on PS-ATR. And also, a ring-type steam drum and an inlet ring header were adopted to utilize the space of containment vessel effectively.
- 3) The safety systems were composed to be able to remove the decay heat and inject the cooling water to the core by the passive actions. Their capacities were decided by the studies of the accident scenarios of Blackout, small LOCA, large LOCA, and etc. And also the possibility of realization of those systems was confirmed. Those configurations are shown in the following.

Gap water injection system	(decay heat removal function)
+ Passive heavy water cooling system	
Automatic decompression system	(decompression function)
Accumulator water injection system	(water injection function)
Gravity water injection system	(water injection function)
Containment vessel cooling system	(Containment vessel decompression and decay heat removal system)

- 4) The layout concept of the above systems in containment vessel was investigated and drawn.

---

Work performed by Advanced Reactor Technology Company, under contract with Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

Contract number : 09C1481

PNC Liaison : Naoto Sakurai (Fugen Nuclear Power Station, Power Generating Section)

\*)Advanced Reactor Technology Company

## 目 次

1. 概要 .....	1-1
2 要素技術の検討 .....	2.1-1
2.1 自然循環型原子炉冷却系概念検討 .....	2.1-1
2.1.1 最適化設計の検討手順 .....	2.1.1-1
2.1.2 自然循環特性解析のまとめ .....	2.1.2-1
2.1.3 システムの概念と基本データ .....	2.1.3-1
2.2 重水冷却系及び余熱除去方式の概念検討 .....	2.2-1
2.2.1 重水冷却方式の検討 .....	2.2.1-1
2.2.2 ギャップ注水方式の検討 .....	2.2.2-1
2.2.3 全電源喪失時の余熱除去特性解析 .....	2.2.3-1
2.2.4 ギャップ注水方式の構造健全性の検討 .....	2.2.4-1
2.2.5 炉心ドライアウト時の除熱性能の検討 .....	2.2.5-1
2.2.6 事故時の有効性 .....	2.2.6-1
3 プラントシステム概念の構築 .....	3.1.1-1
3.1 プラント構想の検討 .....	3.1.1-1
3.1.1 「中小型ATRパッシブ安全炉」の安全上の特徴 .....	3.1.1-1
3.1.2 原子炉冷却系の基本構成 .....	3.1.2-1
3.1.3 燃料交換方式 .....	3.1.3-1
3.1.4 安全系の基本構成 .....	3.1.4-1
3.1.5 プラントの基本運用 .....	3.1.5-1
3.2 事故シナリオ .....	3.2-1
3.2.1 事故シナリオへのアプローチ .....	3.2.1-1
3.2.2 事故事象と主な設備の検討 .....	3.2.2-1
3.2.3 事故シナリオ .....	3.2.3-1
3.3 主要システム概念の構築 .....	3.3-1
3.3.1 原子炉本体 .....	3.3.1-1
3.3.2 原子炉冷却系 .....	3.3.2-1
3.3.3 炉停止系 .....	3.3.3-1
3.3.4 非常炉心冷却系 .....	3.3.4-1

3.3.5 崩壊熱除去系	3.3.5-1
3.3.6 重水冷却系	3.3.6-1
3.3.7 ギャップ注水系	3.3.7-1
3.4 原子炉格納容器	3.4-1
3.4.1 原子炉格納容器本体	3.4.1-1
3.4.2 原子炉格納容器冷却系	3.4.2-1
3.4.3 原子炉格納容器内の配置	3.4.3-1
4. 総合評価	4-1
4.1 課題の抽出	4.1-1
4.1.1 PS-ATR の建設への技術的な課題の検討	4.1.1-1
4.1.2 技術的な課題の抽出結果のまとめ	4.1.2-1
4.2 比較評価	4.2-1
4.2.1 軽水炉中小型炉との比較	4.2.1-1
4.2.2 軽水炉中小型炉との比較評価	4.2.2-1
4.2.3 ふげんと PS-ATR の比較	4.2.3-1
4.3 パンフレット	4.3-1
5. まとめ	5-1
6. 謝辞	6-1
7. 参考文献	7-1
Appendix. 補足データ	A-1

## 1. 概要

平成4年度からこれまで、システムの簡素化と受動的安全性を重視した先進的なATRプラント概念の構築を目指し、現在の新型転換炉（ATR）をベースに「ATRの特徴を活かす炉心冷却アイデア」を取り入れた要素技術の検討が実施してきた。

本検討では、これまでに得られた知見に加えて総合的な検討・評価を行い、中小型ATR パッシブ安全炉\*PS-ATR (Passive Safety ATR) (以下、PS-ATRと称す) のプラントシステム概念を検討した。

本報告書の2章には、これまでの要素技術の検討を中心に、自然循環冷却方式の原子炉冷却系の概念検討と重水冷却系及び余熱除去方式の概念検討をまとめた。3章にはプラント全体の合理化および安全性の向上を目指したPS-ATRの炉心、原子炉冷却系、重水冷却系、工学的安全防護設備等プラント全体の主要システム概念の構築検討を、4章には今後の課題及び軽水炉のJPSR (JAERI Passive Safety Reactor) 等の中型炉と比較評価検討およびPS-ATRのパンフレットをまとめた。

\*）次世代軽水炉の研究状況が、原子力学会等で報告<sup>1</sup>されている。静的安全設備を有する次世代BWR、PWRは、パッシブ安全炉と呼ばれている。

## 2 要素技術の検討

現在の ATR の原子炉冷却系は、ポンプによる強制循環により冷却材を循環させてい  
る。また、重水冷却系は、主に重水内で発生した熱（中性子等の重水直接加熱）除去の  
他、カランドリア管等の熱を除去するため、閉ループで重水をポンプで循環させて冷却  
している。

ATR の特徴を活かした次の 2 点の炉心冷却アイデアに着目して、受動的安全性を重  
視した要素技術の検討<sup>2,3,4</sup>がこれまでに実施された。

- ① ATR は沸騰水型、圧力管型であり、炉心～蒸気ドラムの間の高低差を比較的自由  
に大きくとれるため、自然循環力を大きくできる可能性がある。そのため、原子  
炉冷却系の配管、弁類の構成・寸法を適切に設計し、圧損低減を計ることにより、  
原子炉冷却系から再循環ポンプを削除したシンプルな自然循環型の ATR が成立  
する見通しがある。
- ② 重水冷却系は、通常運転時に中性子の減速等で生じる重水内の発熱（炉心熱出力  
の 5%程度）を除去していることから、この冷却機能を活用し、事故時に自然循  
環型の余熱除去機能を付加できる可能性がある。

本検討では、これまでの要素技術の検討を中心に、自然循環型の原子炉冷却系の概  
念検討及び重水冷却系による受動的余熱除去方式の概念検討をまとめた。

## 2.1 自然循環型原子炉冷却系概念検討

炉心冷却に自然循環冷却を採用した原子炉冷却系の検討手順、自然循環流動特性解析による成立性検討、プラントヒートバランス、主要仕様をまとめた。

### 2.1.1 最適化設計の検討手順

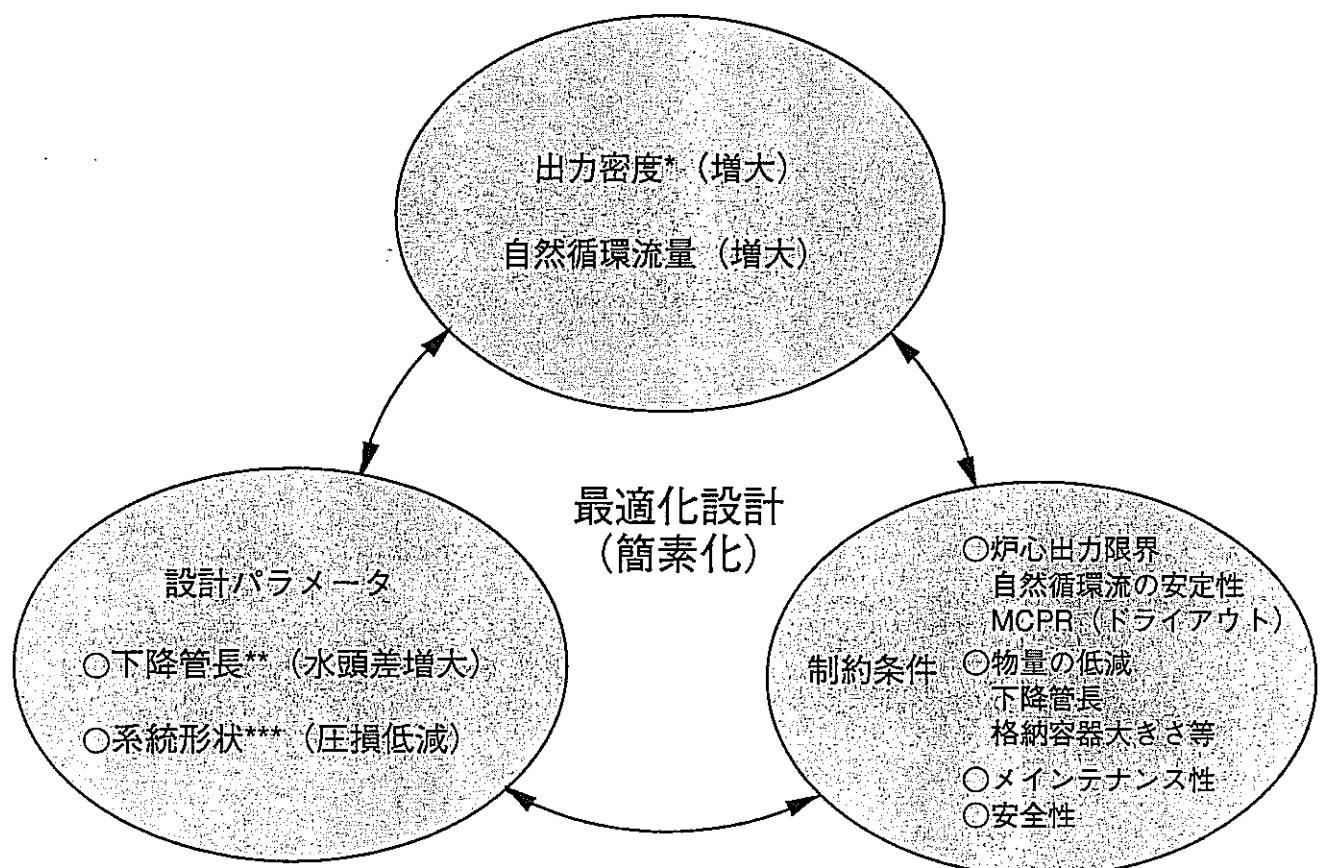
自然循環型の原子炉冷却系システムの最適化設計を行うためには、自然循環力と構造の因果関係や、炉心出力に対する自然循環流量、流動の安定性、MCPR（ドライアウト）の関係等の自然循環特性を把握する必要がある。このため、大洗工学試験センターの ATR の大型試験施設（HTL）の自然循環時の流動安定性解析等の知見を基に、ATRECS-II／mod3-FIX5<sup>5</sup>（以下 ATRECS-II と記す）を使用した炉心出力、蒸気ドラム高さ、配管口径等をパラメータとした感度解析<sup>2</sup>が行われた。

図 2.1.1-1 に ATR タイプの自然循環炉における炉心出力密度増大化に係わる原子炉冷却系の設計パラメータと制約条件をまとめた。ここで、最適化設計とは、「各種制限条件を満足し、物量の低減を念頭に炉心出力密度の向上を計る」の意味である。図 2.1.1-2 に最適化設計の検討手順をまとめた。

尚、自然循環型、圧力管型の原子炉では流量振動、特に起動・停止時の流量振動が懸念されているが、ATR では次の実規模での実験が実施されている。

○炉心で沸騰が生ずる形式の原子炉では、図 2.1.1-3<sup>6</sup>に示すように、炉心の出力と流量の平面で示されるある領域に、流量振動が存在することが明らかになっており、設計時にこのような領域に入り込まないように考慮しなければならない。図 2.1.1-3 は HTL の出力上昇試験で流量振動が発生する境界を ATRECS-II で予測したもので、実験による境界と良く一致している。（PS-ATR では通常運転時の流動安定性を 2.1.2 節の自然循環特性解析で検討した。）

○また、ATR の低出力自然循環時の流量振動の発生原因及び流量振動防止法の実規模試験<sup>61</sup>では、炉心出口管の勾配を 2 度程度傾斜させることにより、流れが形成されて流量振動の発生を防止できることが確認されている。



\* 最大線出力密度の増大も考えられるがこれは燃料設計に係わるもので、従来燃料並（440W/cm）であれば自然循環炉では、出力密度（=チャンネル出力）が冷却性能による制限がクリティカルとなるため、最大線出力密度改善の効果はない。

\*\* 下降管長＝蒸気ドラム高さ一炉心高さ

\*\*\* 炉心長さ、圧力管口径、燃料クラスタ形状、入口管口径、上昇管口径、下降管口径上昇管本数（中間ヘッダ、Yピース）、配管引き回し、形状圧損、逆止弁、等

図2.1.1-1 自然循環炉における炉心出力密度增大化に係わる原子炉冷却系の設計パラメータと制約条件

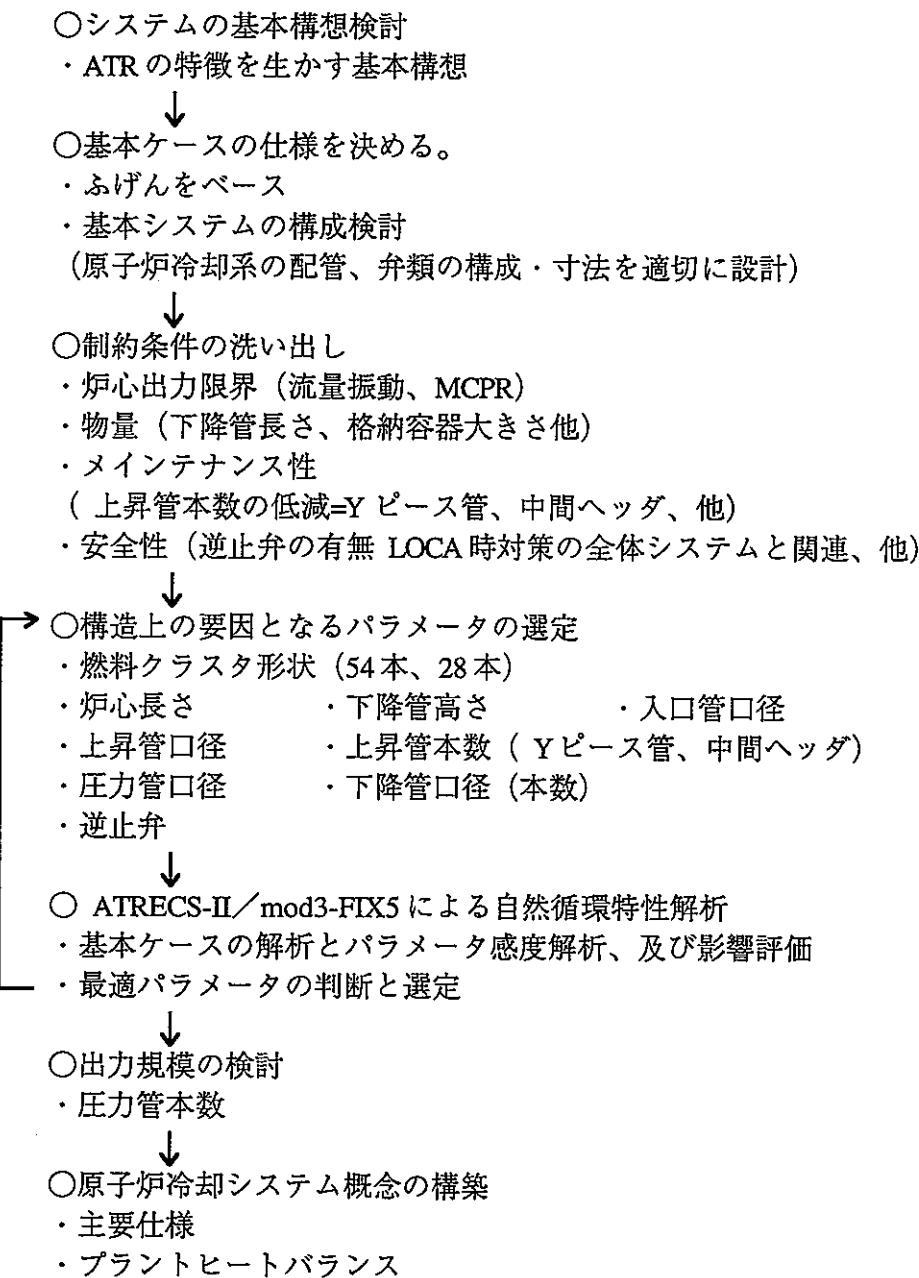


図 2.1.1-2 最適化設計の検討手順

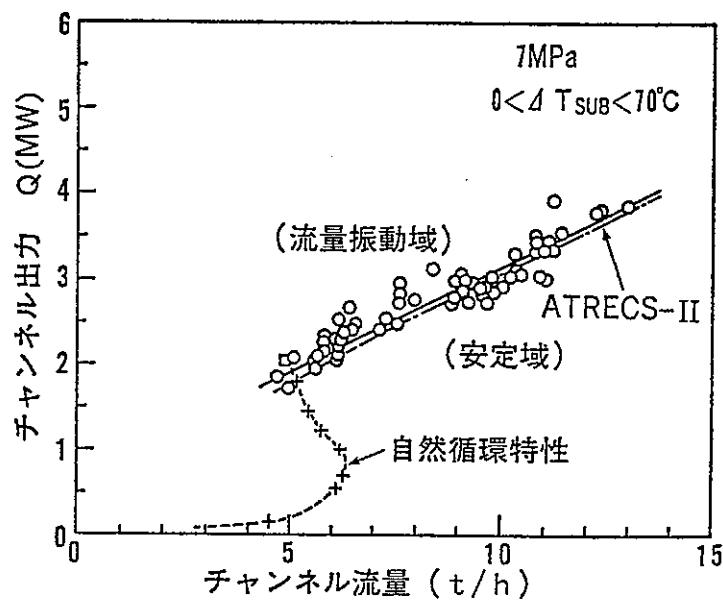


図 2.1.1-3 流量安定-不安定の境界

### 2.1.2 自然循環特性解析のまとめ

自然循環型原子炉の原子炉冷却系特性解析は、「ATR タイプの自然循環中小型炉」報告書<sup>2</sup>にまとめられている。

解析検討は、解析その1（炉心燃料は54本クラスタとしたパラメータ感度解析）に引き続き、解析その2（炉心燃料は28本クラスタ）の2ステップで実施され、自然循環型の原子炉冷却系概念の成立性が確認されている。

図2.1.2-1に解析検討のフローをまとめた。

原型炉「ふげん」<sup>7</sup>をベースに、炉心出力、炉心燃料、炉心長、下降管高さ（蒸気ドラム～炉心下部高さ）、管口径等をパラメータとしたサーベイ計算（感度解析）を実施し、MCPR（ドライアウトするチャンネル出力）及びチャンネル出力の変化に対する自然循環流量の安定性を検討し、制限条件を満足する最適な構成が選定されている。

以下に報告書を要約する。

#### (1) 解析条件

##### (a) 原子炉冷却設備

基本ケースの主な原子炉冷却設備配管形状を表2.1.2-1（54本クラスタ形状）、表2.1.2-2（28本クラスタ形状）に示す。

下降管口径、下部ヘッダ、入口管口径、炉心下部延長部、炉心上部延長部、上昇管口径は「ふげん」<sup>7</sup>と同様であるとする。

炉心部は、54本クラスタ形状<sup>8</sup>を用い、発熱長は3.7m（ふげんと同じ）～2.7mとする。28本クラスタ形状も計算する。

##### (b) 出力分布

出力分布は表2.1.2-3に示す。RPF、LPFは共に1.0とし、軸方向の出力分布はAPF=1.0のCHOPPED COSINBとする。

##### (c) 主な相関式

主な相関式を表2.1.2-4に示す。

##### (d) 蒸気ドラム圧力

解析時の蒸気ドラム圧力は68.8kg/cm<sup>2</sup>となるよう主蒸気を制御する。

##### (e) 蒸気ドラム水位

解析時の蒸気ドラム水位はNWLとなるよう給水を制御する。

尚、主蒸気流量、給水流量は蒸気ドライム圧力／水位の制御流量である。

68kg/s (全てのチャンネルが0.5MW/ch出力の時)

## (2) 解析モデル

### (a) 解析コード

解析コードは ATRECS-II/mod3-FIX5 を用いた。

### (b) ノード分割

図 2.1.2-2 に原子炉冷却設備構成の位置関係とノード分割を示す。

下降管は 1 ループ 4 本を 1 本にまとめた。

チャンネル部は、54 本燃料集合体形状時、1 ループ 280 本のチャンネルを 2 チャンネルにまとめて模擬した。1 チャンネルは低出力チャンネル 279 本を、残り 1 チャンネルはホットチャンネル 1 本を模擬するものとした。28 本燃料集合体形状時、1 ループ 300 本のチャンネルを 2 チャンネルにまとめて模擬した。1 チャンネルは低出力チャンネル 298 本を、残り 1 チャンネルはホットチャンネル 2 本を模擬するものとした。

### (c) 解析方法

各ケース毎、初期定常計算する。定常計算は 0~300 秒で全チャンネルの出力を 0~0.5MW/本まで上昇させ、その後一定として定常となる時刻まで計算する。

過渡計算では、低出力チャンネルの出力は 0.5MW/本一定とし、ホットチャンネルは図 2.1.2-3 に示したように出力上昇させる。解析時間は、ホットチャンネルのドライアウトが明らかとなる出力時刻までとした。

## (3) 解析ケース

その 1 (炉心燃料を 54 本クラスタとした) 解析ケースを表 2.1.2-5 に、その 2 (炉心燃料を 28 本クラスタとした解析ケース) を表 2.1.2-6 に示す。

## (4) 感度解析の内容・条件及び、選定理由

自然循環時の循環特性は、冷却系の圧力損失及び、下降管側水頭と炉心側水頭差に大きく依存する。そこで、以下に示すよう系内各配管の口径、長さを変え圧力損失の循環特性に与える影響を評価する。また、下降管高さを変え、水頭差の影響を評価する。

### ① 入口管口径の感度解析

炉心入口側単相部圧力損失の自然循環特性に与える影響を評価するため、基

本ケースの入口管口径 2B を 3B とし、炉心入口側の圧力損失を小さくした場合の解析が行われた。

#### ② 上昇管口径の感度解析

炉心出口側二相部圧力損失の自然循環特性に与える影響を評価するため、基本ケースの上昇管口径 3B を 4B、5B、6B とし、炉心出口側の圧力損失を小さくした場合の解析が行われた。

#### ③ 炉心長さの感度解析

炉心部圧力損失の自然循環特性に与える影響を評価するため、基本ケースの炉心長さ 3.7m を 3.2m、2.7m とし、炉心部の圧力損失を小さくした場合の解析が行われた。

#### ④ 下降管高さの感度解析

下降管側水頭と炉心側水頭差の自然循環特性に与える影響を評価するため、基本ケースの下降管高さ 15m を 20m、30m とし、水頭差を大きくした場合の解析が行われた。

#### ⑤ 上昇管口径の影響

以上の検討では、上昇管口径が 5B のケースについて行ってきたが、口径を小さくした場合の方が、経済的にもまた設置のし易さからの観点からも適していると考えられる。そこで、上昇管に 3B の配管を用いた場合、自然循環流量にどのような影響が有るかを把握するための解析が行われた。

#### ⑥ 複数圧力管を 1 本の上昇管に接続

上昇管部の圧力損失を低減させるためには、上昇管内径を大きくし、冷却材の流路断面積を大きくし、流速と管摩擦を低下させる事が有効であると考えられる。本検討では、複数本の圧力管からの配管を上部で合流させ、太い上昇管に接続させる事を考える。この場合、1 本の上昇管に接続させる圧力管本数は、多い方が上昇管口径を大きく出来、上昇管の摩擦損失を低下させ、かつ上昇管の本数を減ずる事が出来る。しかし、複数本の配管を 1 本に合流させる事は、合流させる配管数が多い程、製作上の困難さが増加し、制御棒等の挿入エリアへの影響も厳しくなる。現在、Y字型の Yピース管等を用い、2 本の配管を 1 本の配管に接続する事は容易に行われており、ここでは、2 本の配管を 1 本に接続する事を考えた。

## ⑦ 中間ヘッダーを有するモデル

⑥の考え方をさらに進め、圧力管からの配管 50 本程度を中間ヘッダーへ接続し、中間ヘッダーからは、従来の上昇管の流路断面積の 50 倍程度の流路断面積を持つ大口径の上昇管で蒸気ドラムへ接続させる。

## ⑧ 圧力管口径の拡張

①～⑦までの解析の結果、出力を上昇させた場合、入口管、上昇管に比べ、炉心部での圧力損失の増加が顕著であり、炉心部の圧力損失がクリティカルになっていると考えられる。そこで、圧力管口径を広げる事により、炉心部での圧力損失の低減を計り、自然循環量、及び高出力時の流動特性にどの様な影響が有るかを見るための解析が行われた。

ここでは、従来の圧力管口径 117.8mm から、122.0mm と 125.0mm に広げたケースを考えた。

## (5) 計算結果

原子炉冷却系設備は原型炉「ふげん」をベースに配管構成を決定し、パラメータ解析を行った。

図 2.1.2-4～図 2.1.2-11 に各ケースのホットチャンネル出力とホットチャンネル流量の関係を示した。各ケースの上限出力はドライアウト判定線との交点となる。上限出力は下降管高さの影響がきわめて大きい（図 2.1.2-8）。

出力上昇と自然循環特性の変化の様子は図 2.1.2-12 にケース②-2 とケース④-2 を代表例として示した。出力をステップ状に上げたとき、流量振動が拡大するのはドライアウトする出力を越えてからであることが読みとれる。

表 2.1.2-7 にパラメータ感度解析結果とその特性をまとめた。

## (6) 結論

- ・PS-ATR の原子炉冷却系の自然循環冷却成立性について検討した。
- ・下降管高さが自然循環流量に最も寄与し、最大炉出力は 20m で 2.28MWt 、30m で 2.83MWt となる。しかし、ここでは、格納容器大きさ増大等の観点から、制限条件としてその長さは最大で 20m を目安値とした。
- ・炉出力が高くなると、全圧力損失の内、炉心部圧力損失の占める割合が高くなる。このため炉心内の圧損を低減させるようにスペーサ枚数の削減、スペーサ形状の改良、炉心上部タイプレート及び遮蔽プラグ圧損の低減が必要で

ある。

- ・燃料は28本及び54本の両方について解析した。最大自然循環量は28本クラスタと54本クラスタで比較するとピン当たりの熱量の多い28本クラスタの方が多く流れる。感度解析パラメータの効果を総合的に考えると、最適な構成は以下のようになる。

下降管高さ：20m

入口管口径：2B

圧力管内径：122.0mm

炉心長さ：2.7m

上昇管口径：4B

圧力管と上昇管の接続：2本の圧力管からYピース管を用い1本の上昇管  
に接続

中間ヘッダ：使用しない

クラスタ：28本

- ・上記諸元を持つ自然循環型ATRは、圧力管1本当たり約1.8MWの出力で1.89(kg/sec)の流量が得られ、ローカルピーキングを考慮すると、圧力管1本当たりとれる出力は1.5MWとなる。
- ・従って、圧力管本数を片ループ300本／ループ $\times$ 2ループとすれば900MWtの自然循環型原子炉冷却系が成立する。

表 2.1.2-1 54 本クラスタ炉心の原子炉冷却設備配管形状（基本ケース）

(1 ループ当り)							
機器・配管名	員数	内 径 (m)	長 さ (m)	板 厚 (mm)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	圧力損失 <sup>*</sup> 係数 (-)	備 考
蒸気ドラム	1	1.765	15.12	110.0	—	—	
下降管	4	0.3176	15.0	19.0	0.0792	0.634	
下部ヘッダー	1	0.5318	12.2	38.9	—	—	体積 2.7 m <sup>3</sup>
入口管	280	0.0495	22.3	5.5	0.00192	0.2272	
炉心下部延長部	280	0.1026	2.27	4.3	0.00826	4.094	
炉心部	280	0.008524	3.7	4.3	0.004932	3.216 **	
炉心上部延長部	280	0.0811	2.075	4.3	0.00516	1.5012 **	
上昇管	280	0.0739	14.15	7.6	0.00426	1.528 **	

注)

\* 1 : 圧力損失係数については「ふげん」と同一とする。

\* 2 : 3.216 (スペーサ圧損係数和(TUESP))

\* 3 : 1.5012 = 0.666 (上部タイプレート圧損係数(TUETIB))

+ 0.8352 (上部しゃへいプラグ圧損係数(TUEUS))

\* 4 : 1.528 = 1.328 (出口管ペンド圧損係数(TUBBN))

+ 0.2 (均質流式評価圧損係数(TUEPH))

表 2.1.2-2 28 本クラスタ炉心の原子炉冷却設備配管形状（基本ケース）

(1 ループ当り)							
機器・配管名	員数	内 径 (m)	長 さ (m)	板 厚 (mm)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	圧力損失 <sup>*</sup> 係数 (-)	備 考
蒸気ドラム	1	--	15.12	110.0	—	—	体積** 113.19 m <sup>3</sup>
下降管	4	0.3176	20.0	19.0	0.0792	0.634	
下部ヘッダー**	1	0.5318	12.2	38.9	—	—	体積 2.7 m <sup>3</sup>
入口管	300	0.0495	22.3	5.5	0.00192	0.2272	
炉心下部延長部	300	0.1026	2.27	4.3	0.00826	4.094	
炉心部	300	0.00971**	2.7	4.3	0.004686	11.734 **	
炉心上部延長部	300	0.0811	2.075	4.3	0.00516	7.506 **	
上昇管	300	0.1208	20.15	9.5	0.01146	5.165 **	5B配管

注) \*1 : 圧力損失係数については「ふげん」を参考とした。

\*2 : 蒸気ドラム体積は、「ふげん」の蒸気ドラム(内径 1.765m、体積 37.73 m<sup>3</sup>)の体積を 3倍とし、水位一体積テーブルは、「ふげん」の蒸気ドラム水位一体積テーブルの体積部の値を 3倍したものを入力値とした。

\*3 : 炉心部内径欄は熱力等価直徑を示す。

\*4 : 11.734 (スペーサ圧損係数和(TUESP)) : 炉心長を2.7mとしたため「ふげん」のスペーサ圧損係数和の2.7/3.7倍とした。

\*5 : 7.506 = 3.33 (上部タイプレート圧損係数(TUETIE))

+ 4.176 (上部しゃへいプラグ圧損係数(TUEUS))

\*6 : 5.165 = 4.165 (出口管ペンド圧損係数(TUBBN))

+ 1.0 (均質流式評価圧損係数(TUEPH))

表2.1.2-3 出力分布

項目		解析使用値	参考値 (ふげんEOP解析)
燃料有効長(cm)		270	370
総出力(MWt)		1000程度	557
R P F	R P F	1.00	1.58
	A P F	1.32	1.32
	L P F	1.00	1.22
燃料チャンネル 軸方向出力分布 (-)	8	0.604 <sup>*1</sup>	0.443
	7	0.938	1.134
	6	1.172	1.32
	5	1.308	1.206
	4	1.308	1.299
	3	1.172	1.258
	2	0.938	1.0
	1	0.604	0.34

注) \*1 : APF=1.32のCHOPPED COSINEとする。

表2.1.3-4 解析に用いる主な相関式

項目	相関式名等
1. ボイドークオリティ 相関式	・修正Smithの式
2. ドライアウト評価式	・36本燃料集合体用相関式
3. 核沸騰熱伝達率式	・Jens Lottes

表 2.1.2-5 感度解析ケース (54本クラスタ)

2.1.2-8

No.	感度項目	ケース名	入口管口径	炉心長さ (m)	上昇管口径	下降管高さ (m)	備 考
1	基本ケース	1-1	2 B	3.7	3 B	1.5	ベースケース
2	入口管口径3B	1-2	<u>3 B</u>	3.7	3 B	1.5	
3 4 5	上昇管 口径	1 B 5 B 6 B	2-1 2 B 2 B	3.7 3.7 3.7	<u>4 B</u> <u>5 B</u> <u>6 B</u>	1.5 1.5 1.5	
		2-2	2 B	3.7	<u>5 B</u>	1.5	
		2-3	2 B	3.7	<u>6 B</u>	1.5	計算中止
6	炉心 長さ	3.2m 2.7m	3-1 3-2	2 B	<u>3.2</u> <u>2.7</u>	<u>5 B</u> <u>5 B</u>	1.5 1.5
7		20m 30m 15m	4-1 4-2 4-3	2 B	3.7 3.7 3.7	<u>5 B</u> <u>5 B</u> <u>5 B</u>	1.5 1.5 1.5
8	下降管 高さ	20m	4-1	2 B	3.7	<u>5 B</u>	<u>20</u>
9		30m	4-2	2 B	3.7	<u>5 B</u>	<u>30</u>
10		15m	4-3	2 B	3.7	<u>5 B</u>	1.5

注) 下線付きのデータは、ケース1-1から変更した箇所

#1: ケース4-1, 4-2, 4-3については、蒸気ドラム体積を3倍とした。

表 2.1.2-6 感度解析ケース (28本クラスタ)

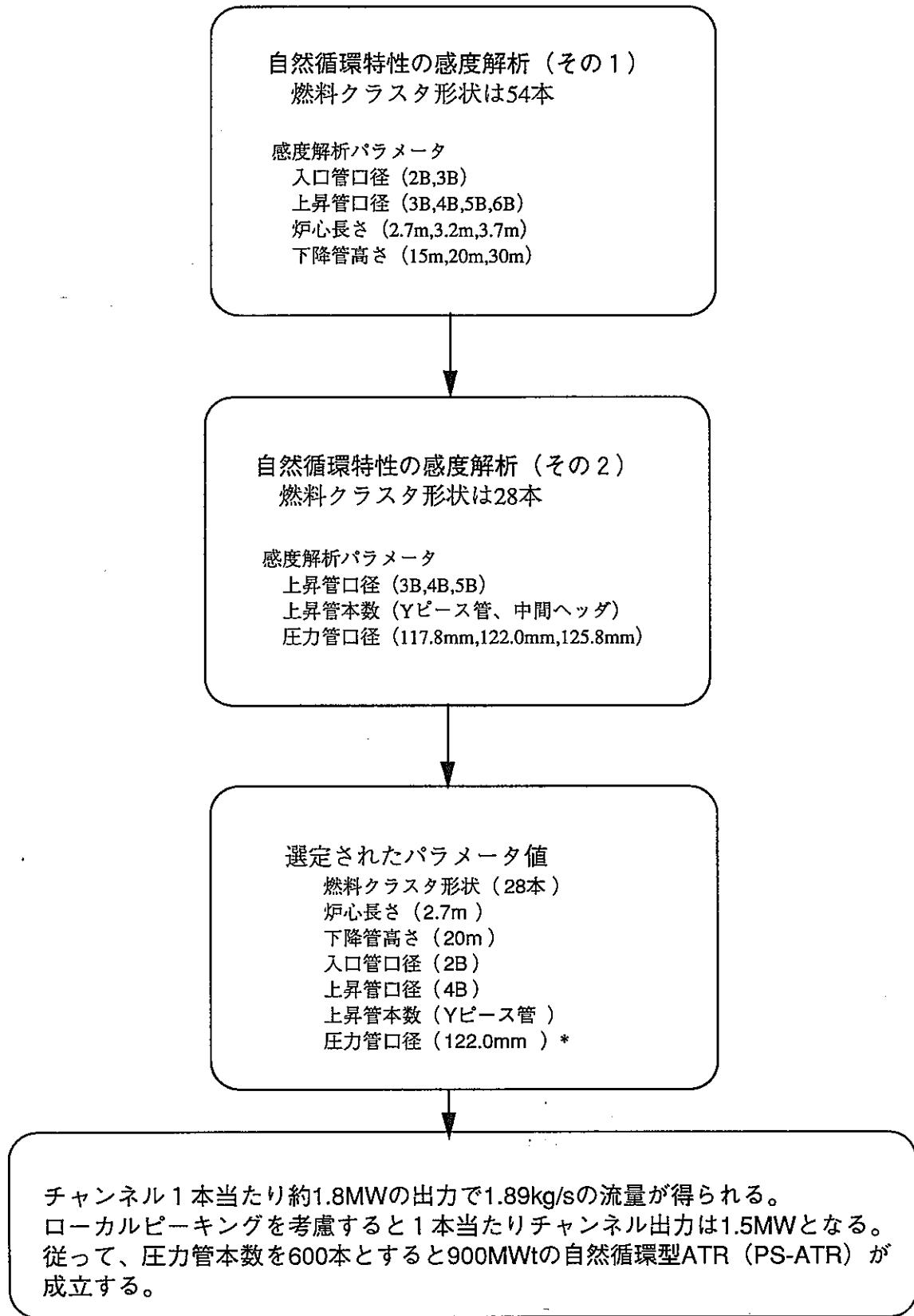
No.	感度項目	ケース名	上昇管に合流させるch本数	上昇管口径 (m <sup>2</sup> )	ch1本当りの上昇管流路断面積 (m <sup>2</sup> )	圧力管 口径 (mm)	中間ヘッダー形状		
							内径(m)	高さ(m)	容積 (m <sup>3</sup> )
1	基本ケース	①1	1	5 B (0.01146)	0.01146	117.8			
2	上昇管 口径減少	①2		3 B (0.00429)	0.00429				
3	上昇管 本数 %	②1	2	5 B (0.01146)	0.00573	117.8			
4		②2		4 B (0.00741)	0.003705				
5	中間 ヘッダー 有り	③1	5 0	24 B** (0.23551)	0.0047102	117.8	1.5	1.0	1.767
6		③2		32 B** (0.38881)	0.0077762		1.5	1.0	1.767
7	圧力管 口径増加	④1	2	4 B (0.00741)	0.003705	122.0			
8		④2		4 B (0.00741)	0.003705	125.0			

注) \*1: 3 B 配管の流路断面積0.00429m<sup>2</sup>の50倍相当として24 B 配管を選定  
 $0.00429\text{m}^2 \times 50 = 0.2145\text{m}^2$ #2: 4 B 配管の流路断面積0.00741m<sup>2</sup>の50倍相当として32 B 配管を選定  
 $0.00741\text{m}^2 \times 50 = 0.3705\text{m}^2$ 参考) ATR実証炉の主蒸気管は、28 B 配管（流路断面積0.3229m<sup>2</sup>である）

表 2.1.2-7 解析パラメータと解析結果

パラメータ	解析結果*		特性
	54本クラスタ	28本クラスタ	
入口管口径	図 2.1.2-4		2B, 3B を比較した場合、2B の方がチャンネル流量が安定し、チャンネル出力が大きくとれる。
上昇管口径	図 2.1.2-5	図 2.1.2-6	3B, 4B, 5B と口径を大きくすると圧力損失が低下し自然循環流量が増加し、チャンネル出力が大きくとれる。
炉心長さ	図 2.1.2-7		3.7m, 3.2m, 2.7m と長さを短くすると圧力損失が低下し自然循環流量が増加するが、チャンネル出力は変わらない。
下降管高さ	図 2.1.2-8		15m, 20m, 30m と高さを高くすると水頭差が大きくなり自然循環流量が増加し、チャンネル出力も大きくとれる。
上昇管本数		図 2.1.2-9	2本の圧力管から Y ピース管を用いて 1本の口径 5B の上昇管に接続させ、上昇管の本数を 1/2 にすると、本数減少前と比較して、自然循環流量は約 10% 減少するが、チャンネル出力は変わらない。製作本数は 1/2 になる Y ピース管の設置を考慮すると上昇管の最適口径は 4B である。口径 4B の上昇管を Y ピース接続すると、口径 5B のケースと比較して自然循環流量は減少し、チャンネル出力も小さくなる。
中間ヘッダ		図 2.1.2-10	圧力管からの配管 50 本を中間ヘッダーへ接続し、中間ヘッダーからは従来の上昇管の流路断面積の 50 倍とした大口径の上昇管を蒸気ドラムへ接続させた上昇管口径を 32B とすれば、自然循環流量及びドライアウト出力は中間ヘッダを使用しないケースとほぼ同じである。
圧力管口径		図 2.1.2-11 図 2.1.2-12**	117.8mm, 122.0mm, 125.8mm と拡大する自然循環流量は多くなるが、125.8mm のケースでは流動振動発生出力が低下する。

注) \*チャンネル出力と自然循環流量の関係を示す。 \*\*チャンネル出力上昇と自然循環流量変化特性を示す。



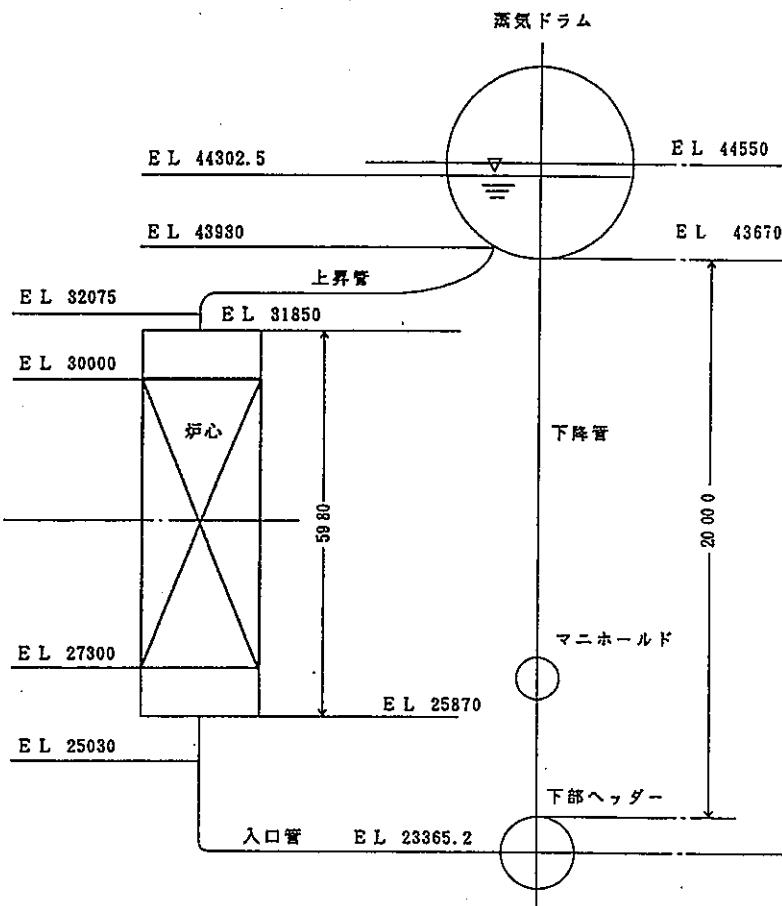
\*）注 最終概念仕様はふげんベースの117.8mmとなった。

図2.1.2-1 PS-ATRの自然循環特性解析と結果

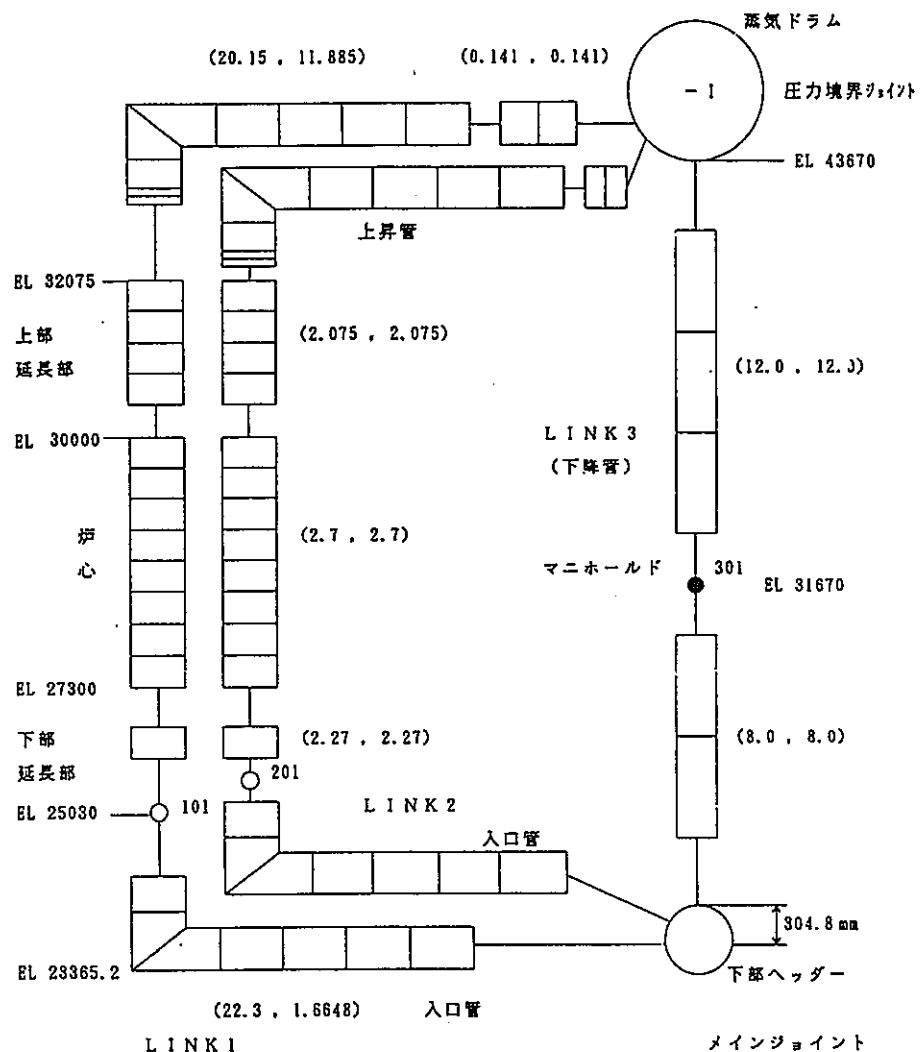
※ エレベーションの  
数値の単位はmm。

※ カッコ内の数値は、  
(長さ、高さ)を示す。  
(単位:m)

2.1.2-11



原子炉冷却系設備位置関係



28本クラスタ炉心 基本ケースノード分割図  
(炉心部長さ 2.7m、蒸気ドラム～下部ヘッダー間高差 20m)

図 2.1.2-2 原子炉冷却系設備位置とノード分割図

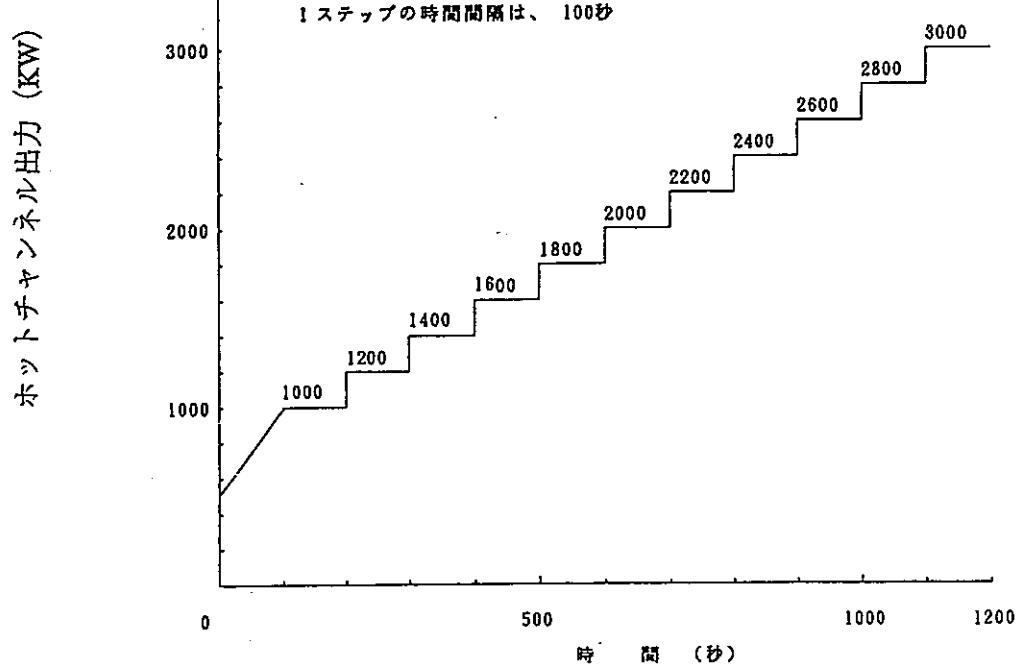


図 2.1.2-3 28 本クラスタ炉心の自然循環解析時の熱出力時系列変化

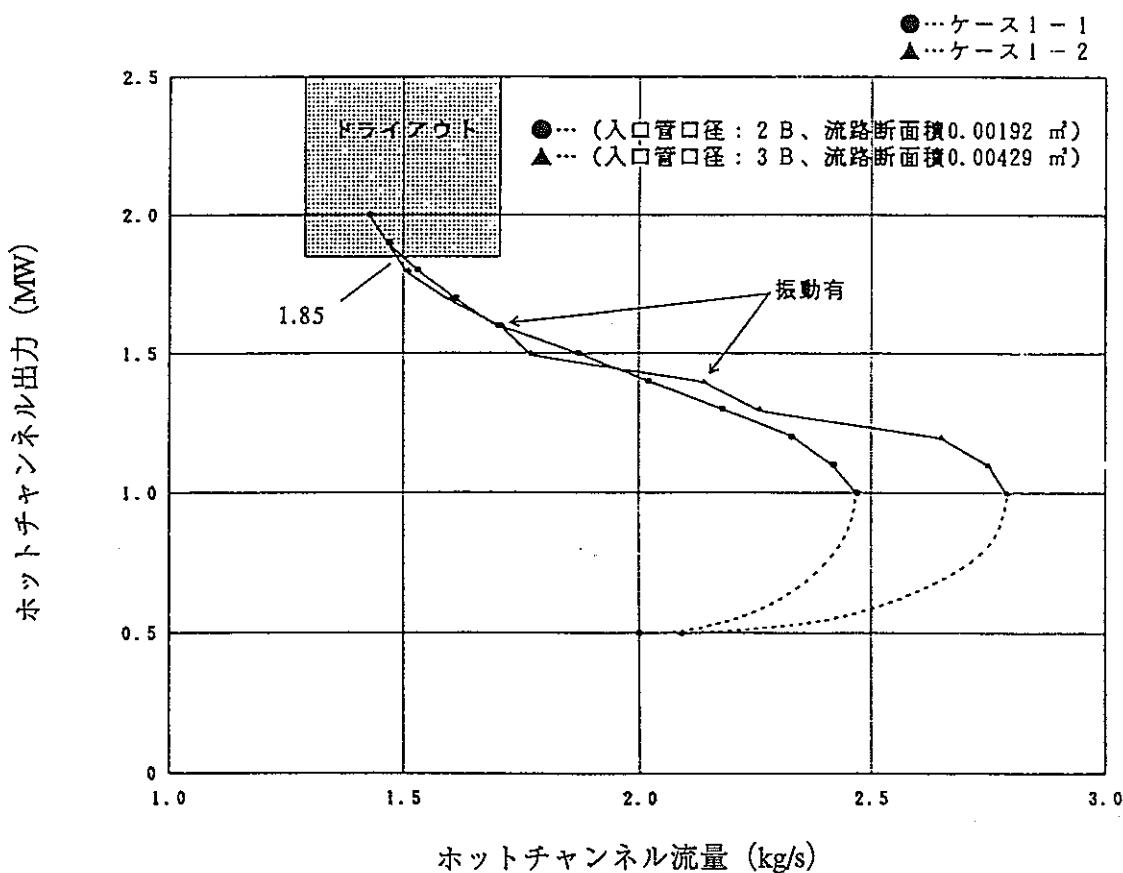


図 2.1.2-4 チャンネル出力と流量の関係 (54 本クラスタ、入口管口径の影響)

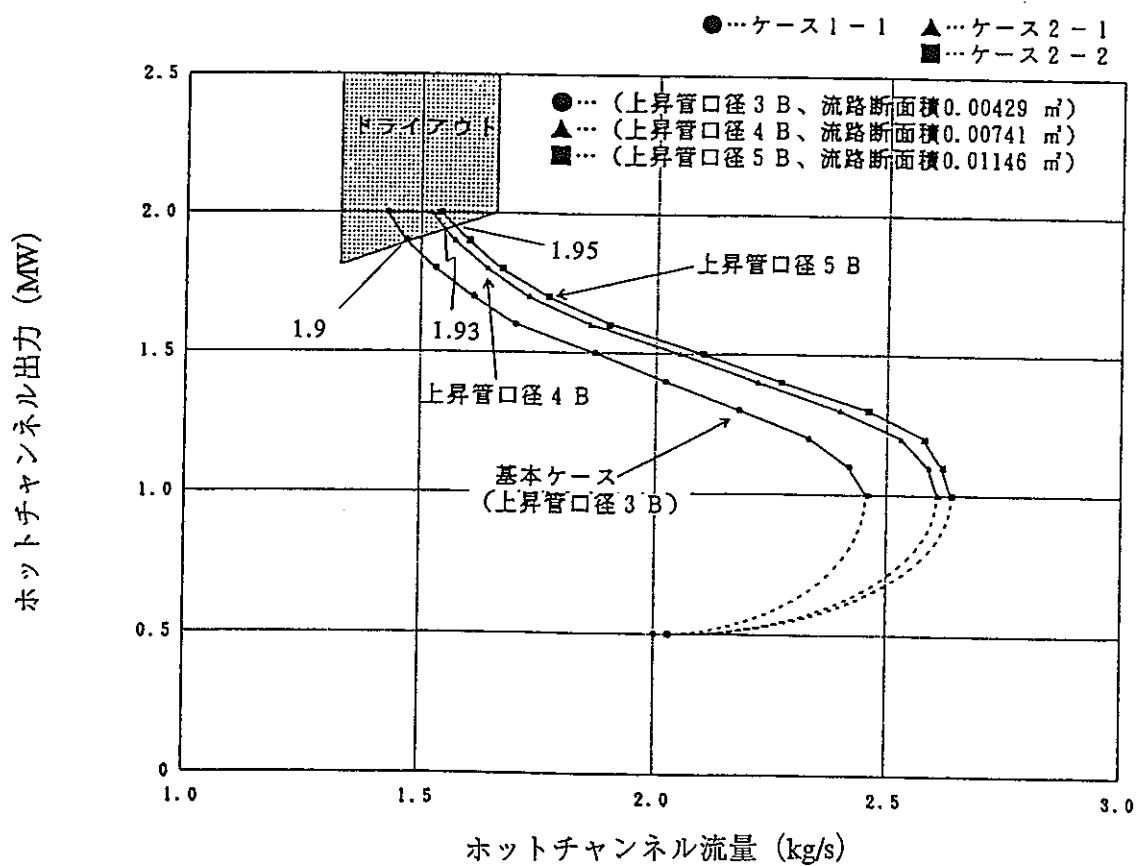


図 2.1.2-5 チャンネル出力と流量の関係 (54 本クラスタ、上昇管口径の影響)

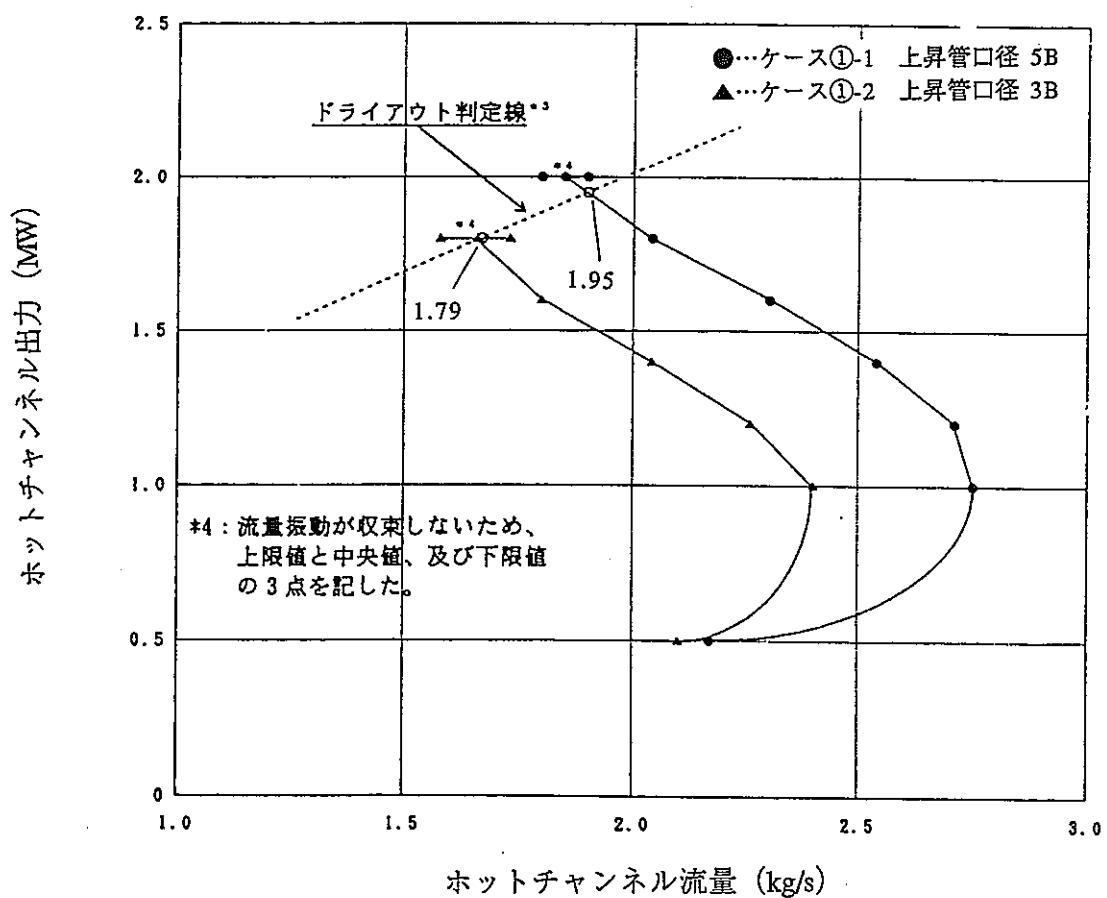


図 2.1.2-6 チャンネル出力と流量の関係 (28 本クラスタ、上昇管口径の影響)

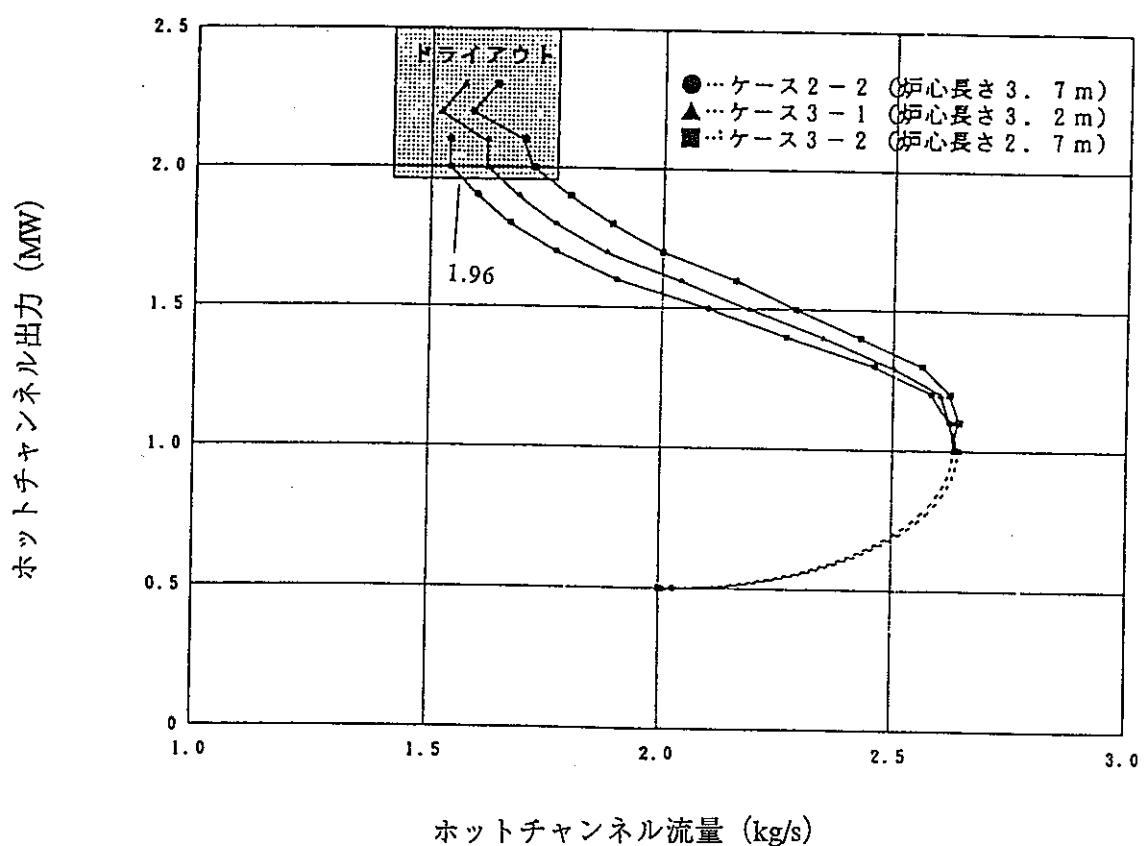


図 2.1.2-7 チャンネル出力と流量の関係 (54 本クラスタ、炉心長さの影響)

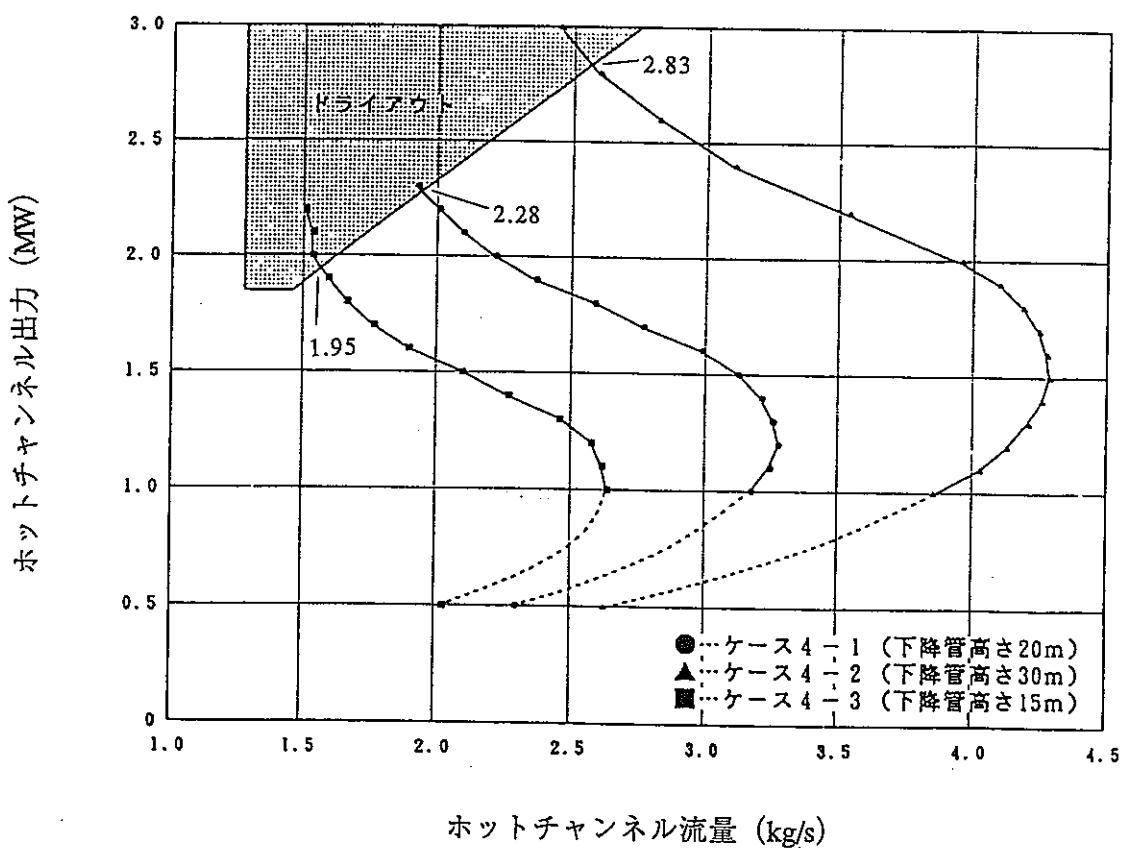


図 2.1.2-8 チャンネル出力と流量の関係 (54 本クラスタ、下降管高さの影響)

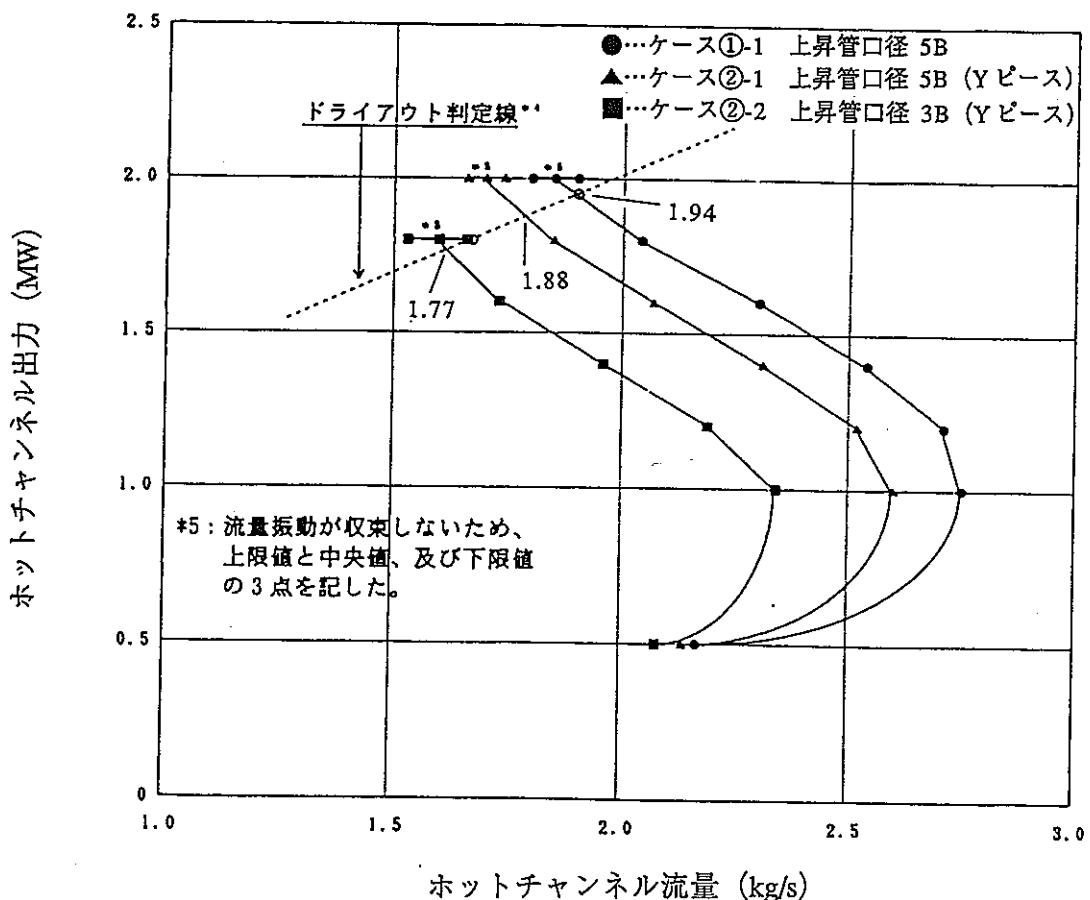


図 2.1.2-9 チャンネル出力と流量の関係 (28 本クラスタ、上昇管本数の影響)

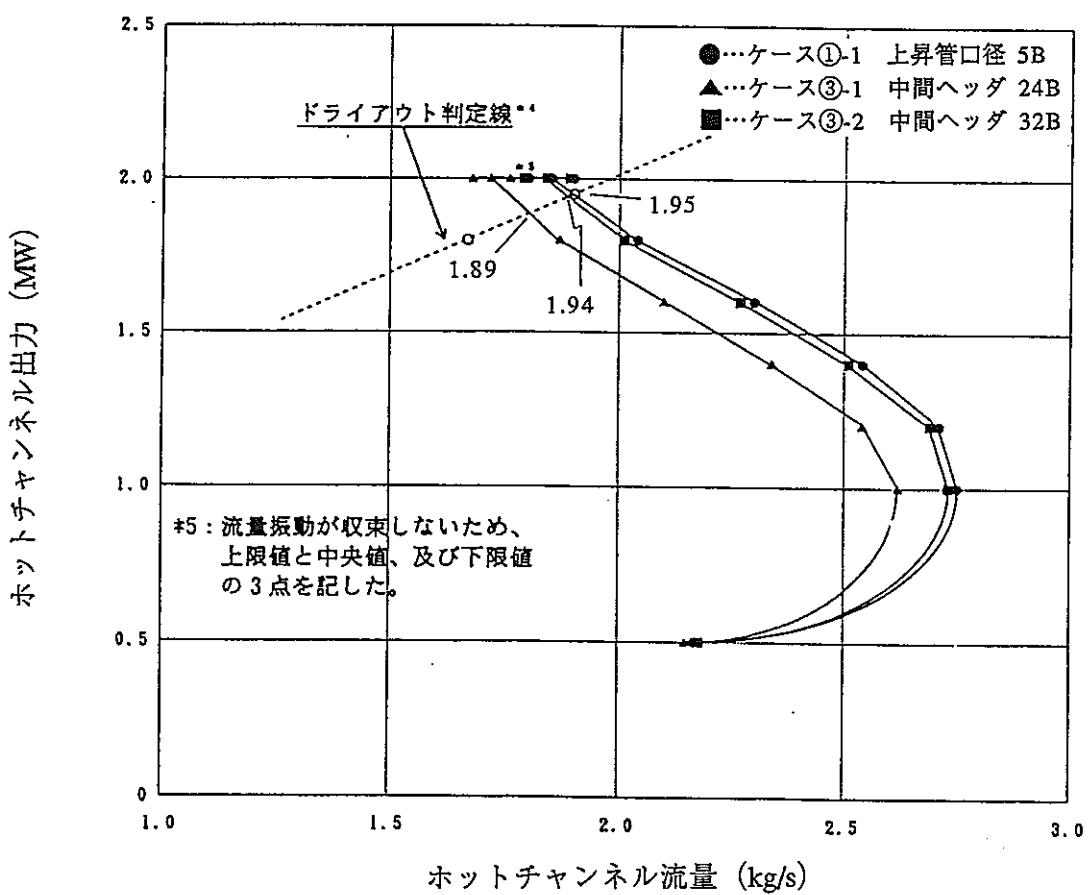


図 2.1.2-10 チャンネル出力と流量の関係 (28 本クラスタ、中間ヘッダの影響)

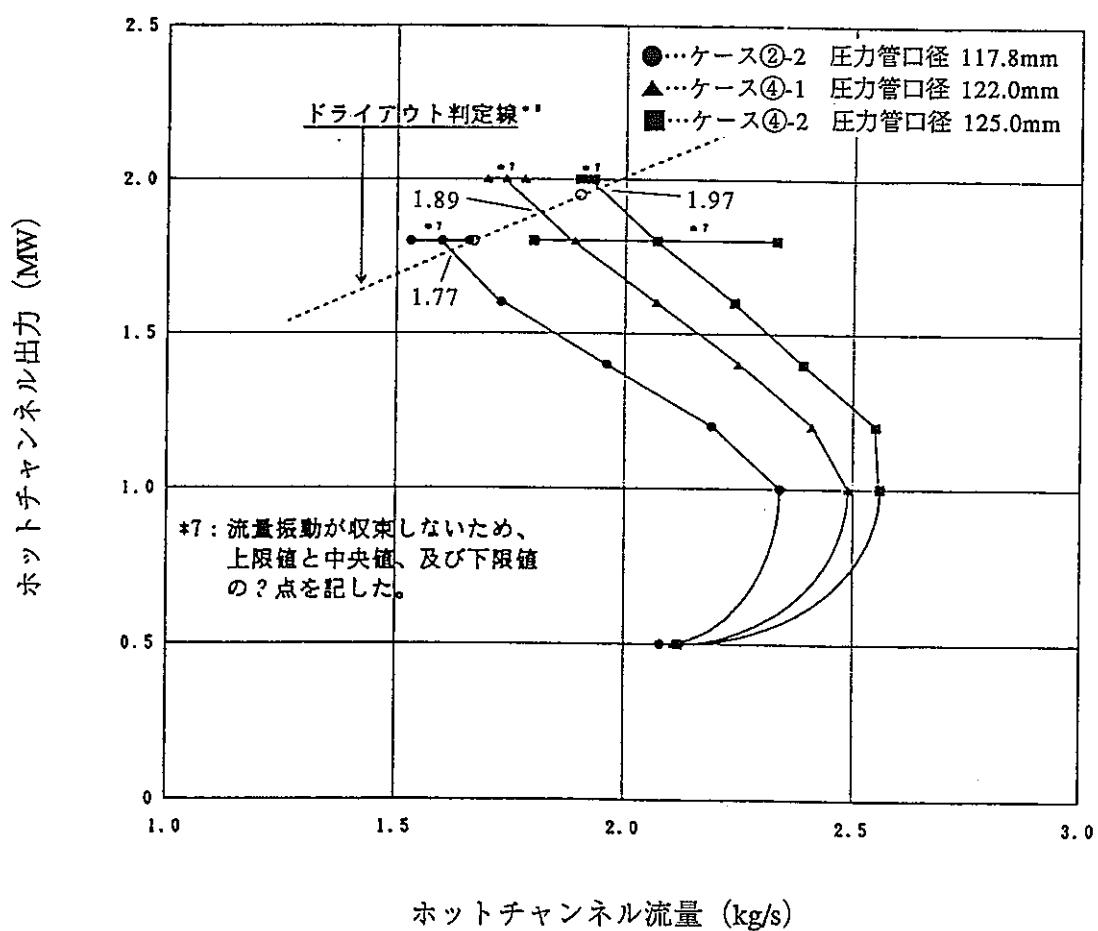
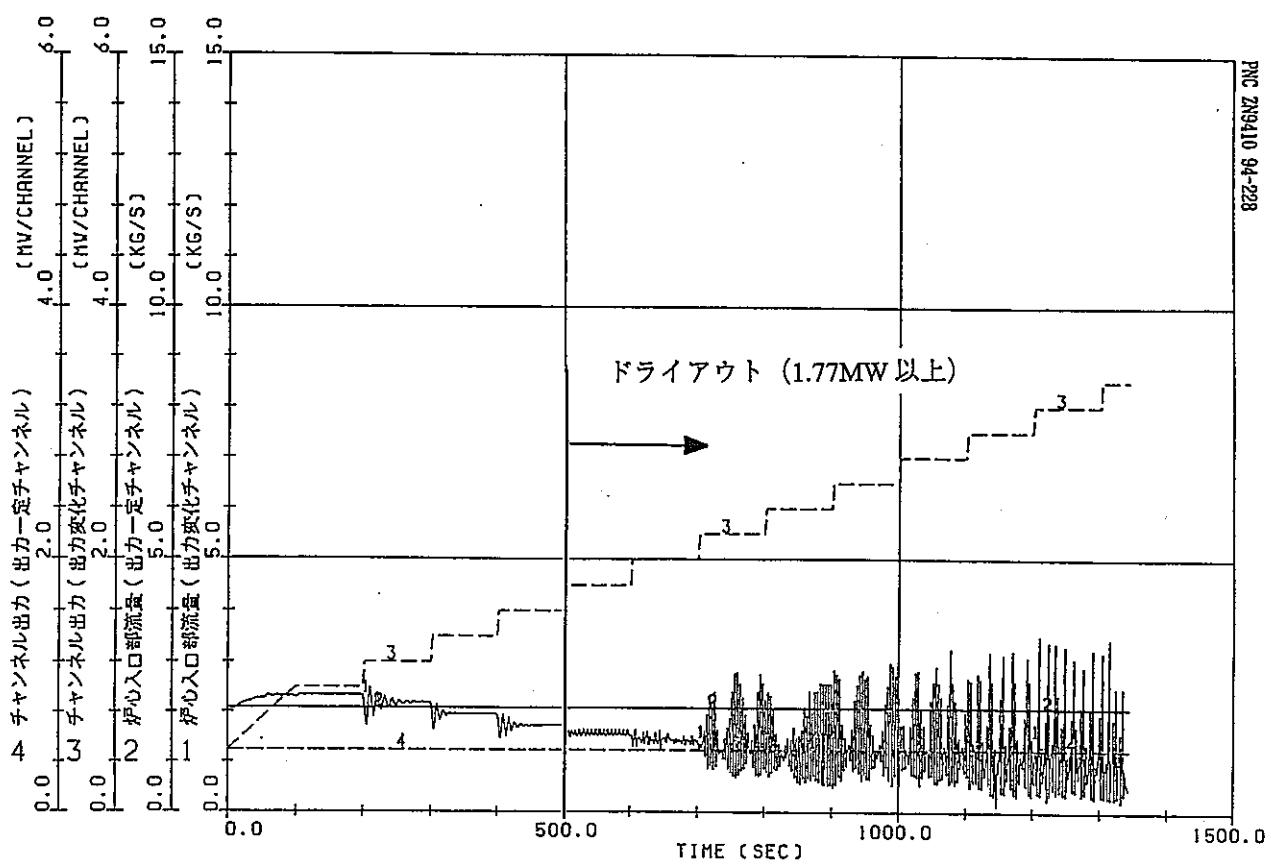
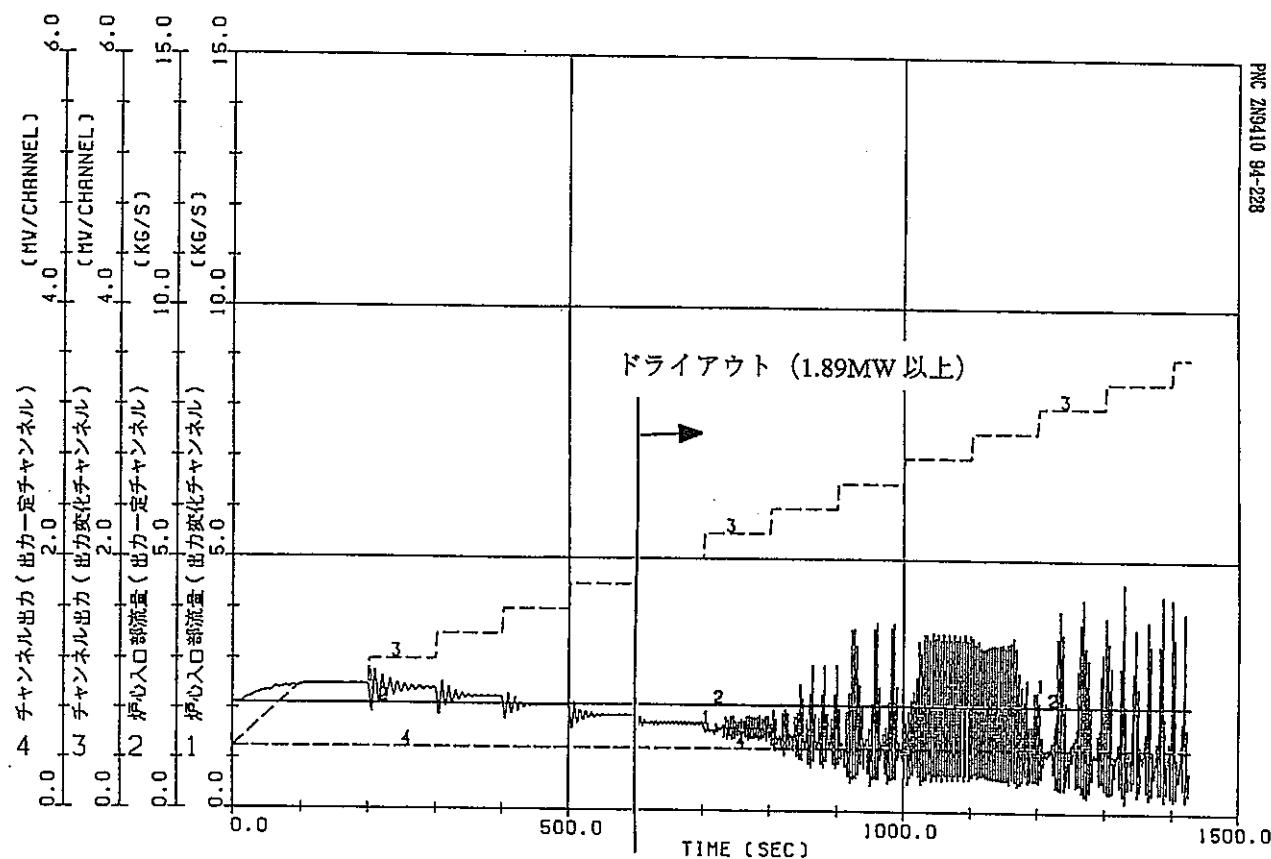


図 2.1.2-11 チャンネル出力と流量の関係 (28 本クラスタ、圧力管口径の影響)



(ケース②-2 上昇管口径 4B、Y ピース管接続、圧力管口径 117.8mm)



(ケース④-1 上昇管口径 4B、Y ピース管接続、圧力管口径 122.0mm)

図 2.1.2-12 出力上昇と自然循環流量特性

### 2.1.3 システムの概念と基本データ

前節の検討に基づき、原子炉熱出力 1000MWt の PS-ATR の原子炉冷却系のシステムの概念と基本データをまとめた。

原子炉冷却系は常時自然循環され、蒸気ドラム、下部ヘッダ、配管類から構成し、炉心部を含めて 2 つのループ構成とした。再循環ポンプは持たない。

原子炉冷却系のシステムの概念を図 2.1.3-1 に、基本データを表 2.1.3-1 に、原子炉冷却系設備配管形状を表 2.1.3-2 に、ヒートマスバランスを図 2.1.3-2 に示した。

系統構成上のポイントは以下の通りである。

- ・炉心出力は 500MWt／ループとし、2 ループ構成とした。
- ・圧力管本数は 320 本／ループとする。チャンネル出力は約 1.56MWt である。
- ・圧力損失の低減を図り、炉心有効長は 2.7m とした。
- ・再循環ポンプは持たないで自然循環による通常運転とすることから、自然循環ヘッドを得るために、蒸気ドラム位置は下部ヘッダから 20m の高さ位置とした。
- ・炉心出力は「ふげん」の約 1.8 倍であるが、蒸気ドラムの体積はふげんの約 3 倍の大きさとする。自然循環炉は、「ふげん」より炉心出口クオリティが高く、また上昇管が長い。このため、定常運転からスクラムした場合の冷却材の凝縮量が大きいので、対応する保有水を蒸気ドラムに持たせるものである。
- ・上昇管は 2 本の圧力管を 1 本にまとめる様な Y ピース構造とした。
- ・圧力管内径はふげんと同じ、117.8mm とした。
- ・装荷する燃料は 28 本クラスタとし、ピーニング係数については、 $RPF = 1.00$ ,  $APF = 1.32$ ,  $LPF = 1.00$  とした。
- ・定格運転時は、原子炉出力の 95% (475MWt／ループ) が原子炉冷却系に、残りの 5% (25MWt／ループ) が中性子直接加熱等により重水系へ熱移行するとした。

表2.1.3-1 原子炉冷却系の基本データ

項目	データ
原子炉冷却系	
炉心熱出力	1000MWt (500MWt×2ループ構成)
炉心 壓力管本数	320本×2ループ
炉心有効高さ	2.7m
燃料 燃料形状	28本クラスタ
ピーキング係数	RPF=1.00 APF=1.32 LPF=1.00
圧力管	内径 肉厚 材質
カランドリア管外径	117.8mm 4.3mm Zr-2.5Nb
肉厚	1.9mm
材質	ジルカロイ-2
カランドリアタンク高さ	約3.7m
外径	約7.8m
重水装荷量	約100m <sup>3</sup>
上昇管（2本の圧力管を1本;Yピース構造）	160本×2ループ
入口管	320本×2ループ
定格運転条件	
運転圧力(蒸気ドラム)	69atg
運転温度(蒸気ドラム)	284°C
再循環流量（自然循環流量）	5000t/h／2ループ
主蒸気流量	1690t/h／2ループ
給水温度	約185°C

表2.1.3-2 原子炉冷却設備配管形状（1ループ当たり）

機器・配管名	員数	内径 (m)	長さ (m)	板厚 (mm)	流路面積 (m <sup>2</sup> /本)	圧力損失係数 (—)	体積 m <sup>3</sup>
蒸気ドラム	1	—	15.12	110.0	—	—	113.9 *2
下降管	4	0.3176	20.0	19.0	0.0792	0.634	6.3
下部ヘッダ*1	1	0.5318	12.2	38.9	—	—	2.7
入口管	320	0.0495	22.3	5.5	0.00192	0.227	13.7
炉心下部延長部	320	0.1026	2.27	4.3	0.00826	4.094	6.0
炉心部	320	0.00971*3	2.7	4.3	0.004686	11.734*4	4.1
炉心上部延長部	320	0.0811	2.075	4.3	0.00516	7.506*5	3.4
上昇管(4B配管)	160	0.0971	20.15	9.5	0.01146	5.165*6	37.0

注) \*1：圧力損失係数については「ふげん」を参考とした。

\*2：蒸気ドラム体積は、「ふげん」の蒸気ドラム（内径 1.765m, 体積 37.73m<sup>3</sup>）の体積を 3 倍とした。（尚、2.2.3節の全電源喪失時の自然循環余熱除去特性解析での水位一体積テーブルは、「ふげん」の蒸気ドラム水位一体積テーブルの体積部の値を 3 倍したものを入力値とした。）

\*3：炉心部内径欄は水力等価直徑を示す。

\*4：11.734（スペーサ圧損係数和(TUESP)）：炉心長を2.7mとしたため「ふげん」のスペーサ圧損係数和の2.7/3.7倍とした。

\*5：7.506=3.33（上部タイプレート圧損係数(TUETIE)）

+ 4.176（上部しゃへいプラグ圧損係数(TUEUS)）

\*6：5.165=4.165（出口管ベンド圧損係数(TUEBEN)）

+ 1.0（均質流式評価圧損係数(TUEPH)）

### 2.1.3-4

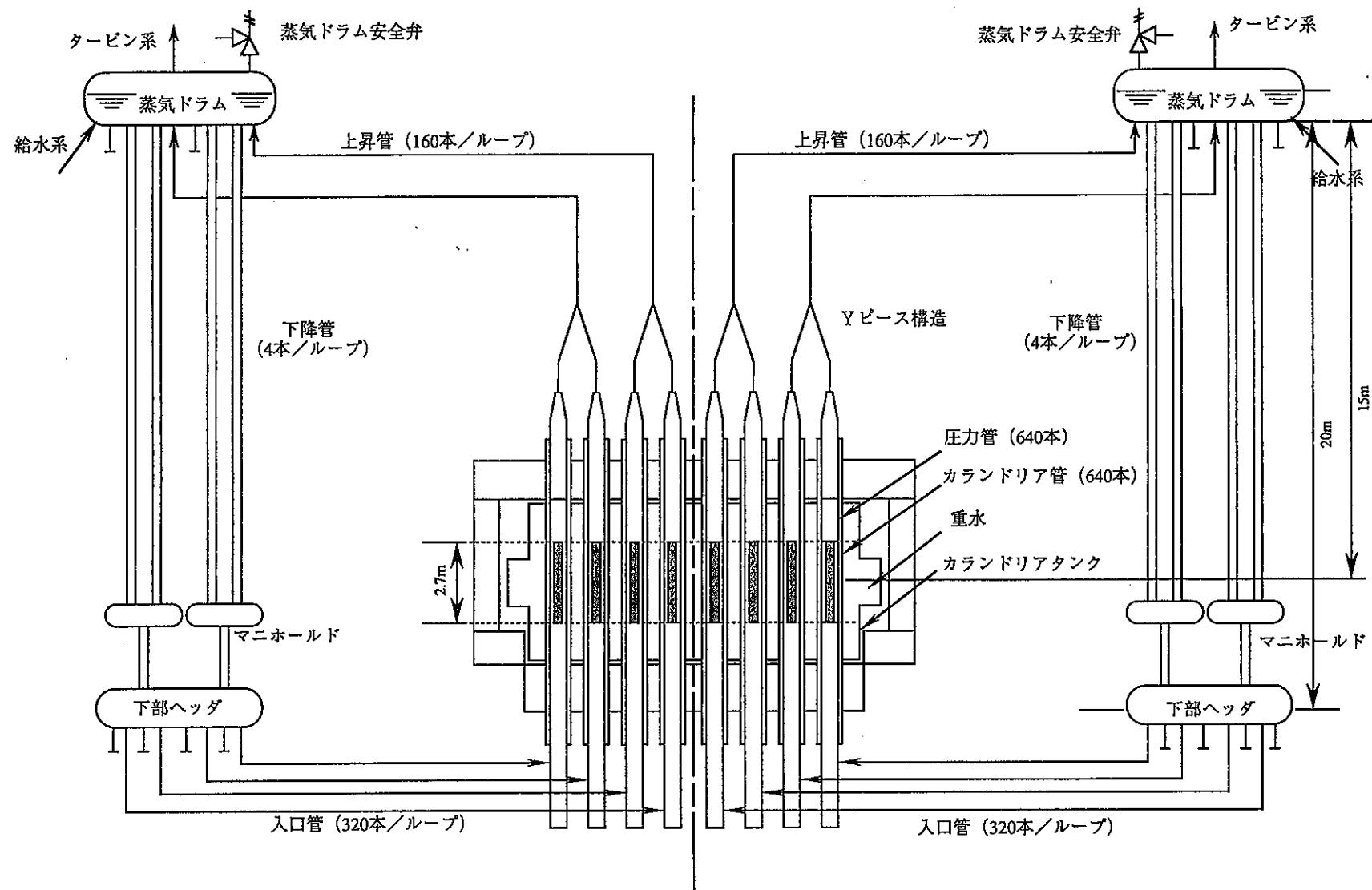


図2.1.3-1 PS-ATRの原子炉冷却系概念

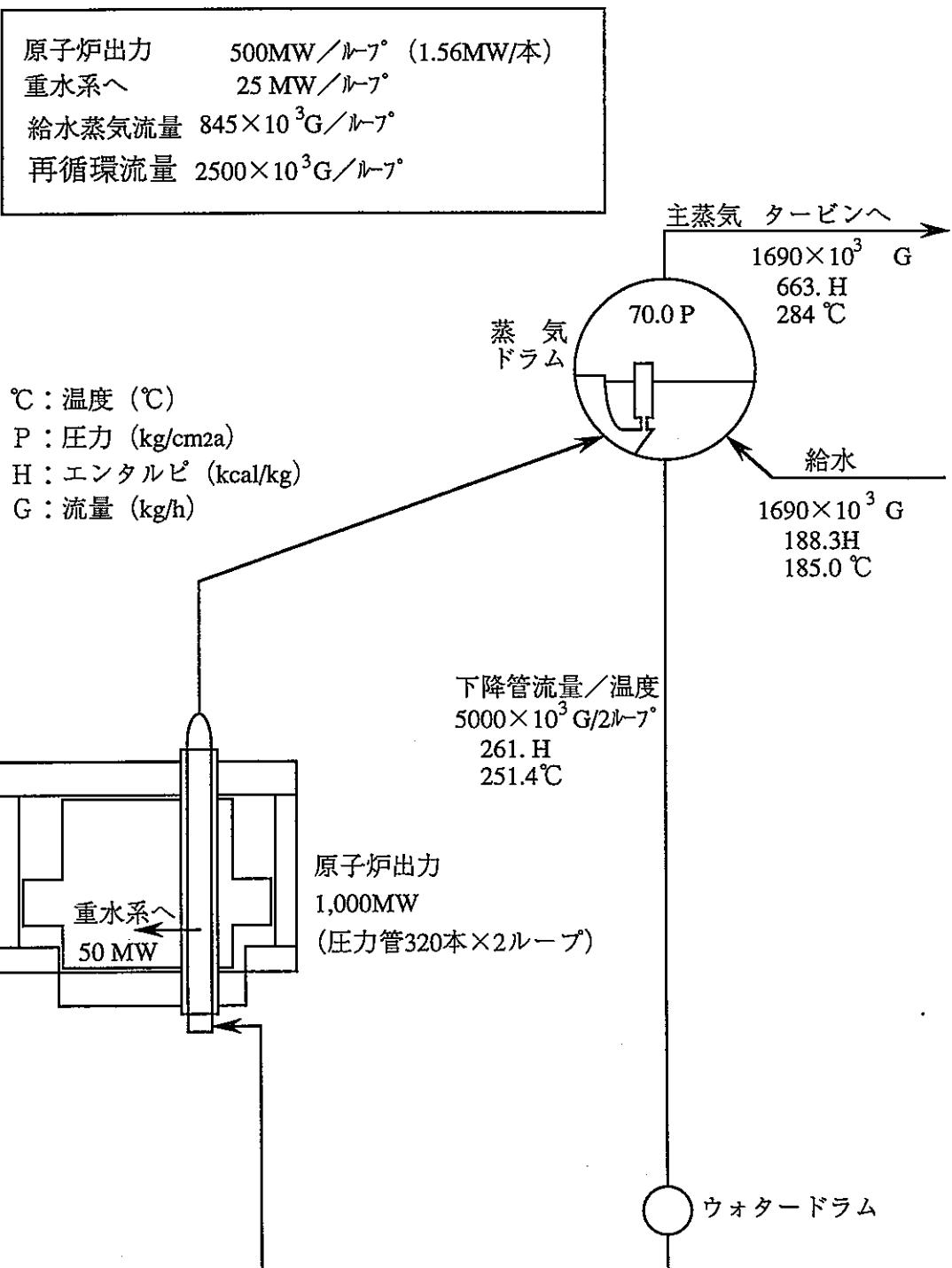


図2.1.3-2 PS-ATRのヒートマスバランス (定格2ループ分)

## 2.2 重水冷却系及び余熱除去方式の概念検討

「ふげん」の重水冷却系は、原子炉冷却系の炉心より発生した熱（中性子+ $\gamma$ 崩壊熱の直接加熱+輻射伝熱）を重水冷却2次系と交換し、重水温度を下げてカランドリアタンク内へ循環される。

PS-ATR の要素技術検討では、「ふげん」の重水冷却系システムをベースに以下1) 2) 3) に要約する「重水冷却系に受動的余熱除去機能を持たせる検討」を実施してきた<sup>3,4</sup>。

1) 重水冷却系は通常時はポンプによる強制循環、全電源喪失時等の事故時は自然循環とする冷却方式について、重水冷却設備の系統構成を検討し、事故時の最終除熱は空気冷却方式とした。

ここで、全電源喪失時の余熱除去解析により、重水冷却系の余熱除去機能を持たせるためには、炭酸ガス空間の圧力管とカランドリア管との間のアニュラス部（ギャップ部）の熱伝達向上方策が必要であることが分かった。（解析は、3) の注水なしの条件に相当する。）

2) このため、ギャップ部は、通常時は炭酸ガス空間とするが、事故時はギャップ注水することによりギャップ部に伝熱機能を持たせて、重水冷却系への伝熱量を増やす方策とし、ギャップ注水による熱伝達率及び伝熱量の上昇効果を検討した。

また、ギャップ注水システムの概念を検討した。

3) そして、ギャップ注水の有無及びタイミングを考慮した条件で、全電源喪失時の余熱除去特性解析を実施し、重水冷却系による余熱除去の成立性を確認した。ここでは、これまでの検討まとめの他、ギャップ注水時の構造健全性、並びに冷却材喪失時等の炉心ドライアウト時の除熱性能について概略検討した。

本2.2章では以下の事項をまとめた。

- 1) 重水冷却方式の検討（これまで検討の要約）
- 2) ギャップ注水方式の検討（これまで検討の要約）
- 3) 全電源喪失時の余熱除去特性解析（これまで検討の要約）
- 4) ギャップ注水方式の構造健全性の検討
- 5) 炉心ドライアウト時の除熱性能の検討
- 6) 事故時の有効性

## 2.2.1 重水冷却方式の検討

### (1) 検討内容

重水冷却設備の系統構成は、①空気冷却方式並びに、②壁面冷却方式の2つの方式について検討した<sup>3</sup>。

#### (a) 基本データと検討条件

##### a. 炉心データ

・炉心熱出力	1000 MWt(500 MWt×2 ループ構成)
・燃料ピン×高さ	28本クラスタ／1体×3.2 m
・圧力管本数×内径	320本／ループ×117.8 mm φ

##### b. 重水側熱移行量

・重水側熱移行量	定格時	定格の5% 50MW
・重水側熱移行量	スクラム時	8MW
・重水戻り温度		50°C

##### c. 通常ヒートバランス

重水冷却器1次系／2次系流量	1000 m <sup>3</sup> /h/ループ / 1100m <sup>3</sup> /h/ループ
1次系ホットレグ／コールドレグ温度	70°C/50°C
2次系ホットレグ／コールドレグ温度	50°C/32°C

##### d. 検討条件

自然循環重水系を持つPS-ATRは、通常、重水系はポンプによる強制循環運転を行い、外部電源喪失時は、重水系のポンプは動かないものとする。

- ・従って、本検討はステーション・トータルブラックアウト(B/O)を想定した重水系の自然循環による除熱方式の設備及び構造概念を設定して、その成立性を検討する。
- ・この時、自然循環重水系は最終、唯一のヒートシンクとして扱われ、重水温度のMax値は沸騰温度ギリギリでも可とする。(重水系が生きていればシビアアクシデントに達することは無い。)

#### (b) 空気冷却方式の系統構成

空気冷却方式の系統概念を図2.2.1-1に示す。系統構成設定上のポイントは以下の通りである。

- ① 本系が最終ヒートシンクとなることから、重水系／2次系は独立2系統(除

く、カランドリアタンク)とし、定格時は100%/2系統、B/O時は100%/1系統の容量を持たせるものとする。

- ② 通常時と自然循環時の流路の切替えは、原研殿がSPWR<sup>9</sup>で採用している水圧作動弁(ポンプ吹き出し圧で閉じられ、ポンプ停止時にはスプリング力で自動的に開けられる弁)を用いることとする。

尚、空気冷却方式の場合では、重水系でポンプバイパスとC/R案内管バイパスの各ラインの2箇所、2次系でポンプバイパスラインに1箇所用いる。

- ③ 自然循環の空気冷却器ラインには、通常時にも予備通水循環をし、立ち上げを容易にするため、水圧作動弁直前から2次系ポンプ吸い込み側への微量流量ラインを設ける。流量は定格流量の3%程度に制御しておく。

#### ④ 系統・機器容量

先行炉(ATR実証炉級)設計データを基に設定したカランドリアタンク構造概念図を図2.2.1-2に示す。

空気冷却方式の容量設定と、その考え方を表2.2.1-1に示す。

#### ⑤ 圧力損失関連データ

空気冷却方式の1次重水系の配置、配管概念図を図2.2.1-3に示し、2次重水系の配置、配管概念図を図2.2.1-4に示した。

### (c) 壁面冷却方式の系統構成

壁面冷却方式の系統概念を図2.2.1-5に示す。系統構成設定上のポイントは以下の通りである。

- ① 系統設置数の考え方は、空気冷却方式と同じである。  
② 流路切り替え用の水圧作動弁を重水ポンプ、及び重水冷却器をバイパスするライン(自然循環ライン)に設ける。

考えられる系統・機器構成は以上の通りであるが、以下、必要伝熱面積等を概算し、その成立性見通しについて検討する。

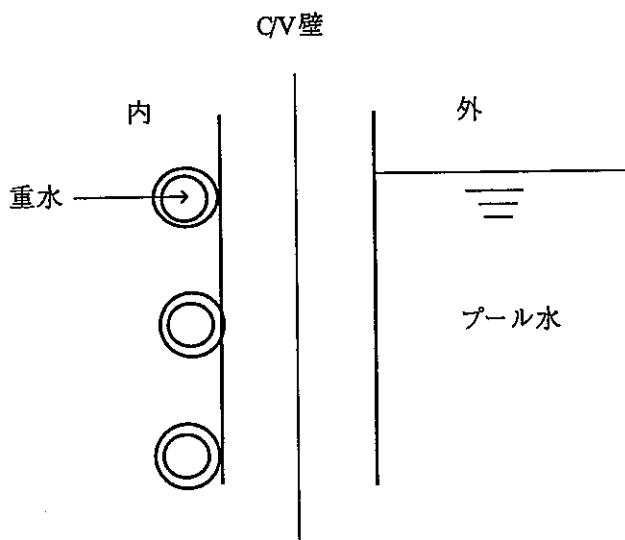
この壁面冷却方式の伝熱上の特徴は、原子炉格納容器壁(C/V)を通した熱移行を考える点にある。先行炉のC/V仕様は次の通り。

ATR原型炉「ふげん」	内径／板厚	約36 m/30 mm
	最高使用圧力	1.35 kg/cm <sup>2</sup> g
ATR実証炉級	内径／板厚	約43 m/45 mm

最高使用圧力 2.5 kg/cm<sup>2</sup>g

PS-ATR の場合、内径／板厚を約 40 m／約 45 mm程度と考えると、崩壊熱は重水系の伝熱管、CV 壁を通して、CV 壁外側のプール水に伝達されねばならない。

すなわち



この場合、必要伝熱面積を推定するに当たり次のことを考える。

- ① プール水温度は夏場も考えると約 40°C、一方、重水温度上限は 100°C 程度であるから、両者の温度差の最大は約 60°C となる。
- ② 重水系側、プール水側は自然循環により、除熱、熱伝達されるが、この際の熱伝達率は、先行研究<sup>10</sup>を参考にすると、

プール水側は 1500 kcal/m<sup>2</sup> · h · °C

重水側は、伝熱管を介した熱伝達となることから、これより更に小さく

500 kcal/m<sup>2</sup> · h · °C

と仮定する。

- ③ 热伝達式は、平板を考えると次式で示される。

$$Q = A \cdot K \cdot (T_h - T_c)$$

$$\frac{1}{K} = \frac{1}{\alpha_h} + \frac{\delta}{\alpha} + \frac{1}{\alpha_c}$$

$Q$  : 热伝達量 (表 2.2.3-4 より炉停止後、100 秒以降で 5MW とする)

$A$	: 必要伝熱面積	( $m^2$ )
$K$	: 総括熱貫流率	( $kcal/m^2 \cdot h \cdot ^\circ C$ )
$T_h$	: 重水側温度	(= 100°Cとする)
$T_c$	: プール水側温度	(= 40°Cとする)
$\alpha_h$	: 重水側熱伝達率	(= 500 kcal/ $m^2 \cdot h \cdot ^\circ C$ とする)
$\alpha_c$	: プール水側熱伝達率	(= 1500 kcal/ $m^2 \cdot h \cdot ^\circ C$ とする)
$\delta$	: CV 板厚	(= 0.045 mとする)
$\lambda$	: CV 熱伝導率	(= 37 kcal/ $m^2 \cdot h \cdot ^\circ C$ とする)

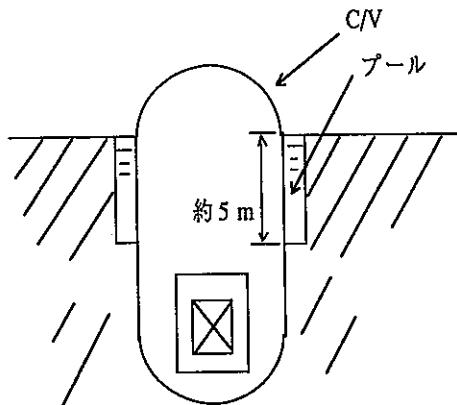
④ 上記諸値を代入して、必要伝熱面積を求めるところの通り

$$\begin{aligned}\frac{1}{K} &= \frac{1}{500} + \frac{0.045}{37} + \frac{1}{1500} \\ &= 2 \times 10^{-3} + 1.2 \times 10^{-3} + 6.7 \times 10^{-4} \\ &= 3.9 \times 10^{-3} \text{ } m^2 \cdot h \cdot ^\circ C / kcal \\ K &= 250 \text{ kcal} / m^2 \cdot h \cdot ^\circ C \\ \text{従って, } A &= \frac{Q}{K(T_h - T_c)} = \frac{5 \times 10^3 (\text{kw}) \times 860 (\text{kcal} / h \cdot \text{kw})}{250 \times 60} \\ &= 290 \text{ m}^2 / \text{ループ}\end{aligned}$$

⑤ CV 内径約 40 m と想定すると、伝熱部の高さは

$$L = \frac{2 \cdot A}{2D} = \frac{2 \times 290}{3.14 \times 40} = 4.6 \text{ m}$$

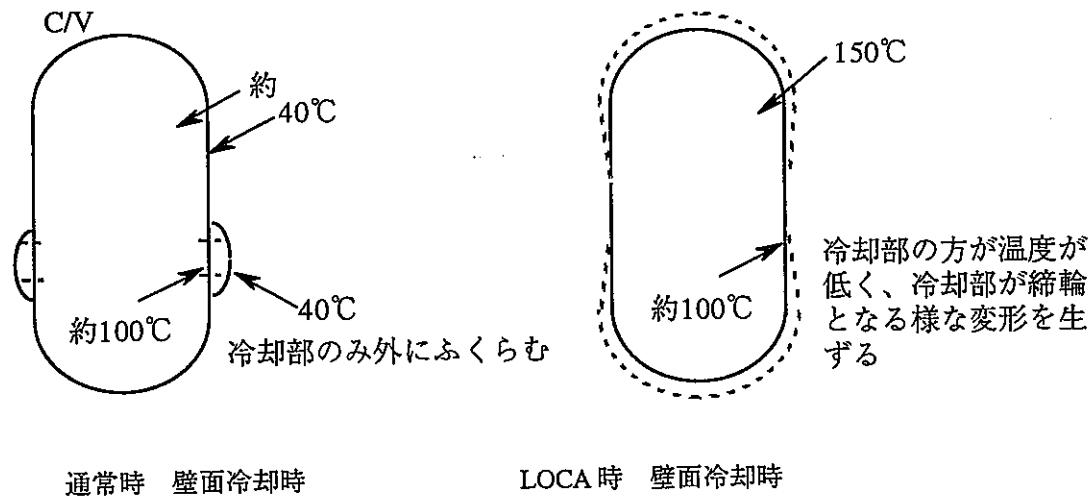
⑥ 配置も考慮すると下記の通りとなる。



また、CV 外プールの大きさも、プール表面からのみの熱放散を考えざ

るを得ず、相当な規模となり、CV 内外配置及び建物設計へのインパクトは大きい。

⑦ この壁面冷却方式の場合、冷却中は、CV 壁温度が変化することになるが、CV 構造設計上のインパクトも生ずる。すなわち、極端な場合、下図



の様な変形が考えられる。冷却部の設け方によっては、色々な変形モードが考えられ、CV の構造評価は非常に煩雑なものとなることが予想される。

また、この様な壁面冷却の先行例はないことから、CV 構造評価の面から許認可も、容易ではないと考えられる。

⑧ 以上、壁面冷却方式について、冷却系統、機器構成、規模、配置、CV 構造設計へのインパクト等を検討してきたが、CV 内外配置、建物設計へのインパクトが大きく、また、CV 構造設計の煩雑さ、許認可性等の観点から方式の成立性を追及することは、合理的ではないと考えられる。

より、成立性を見込める代案としては、重水系を CV 外に導き、直接大気で除熱する図 2.2.1-6 の様なシステムが考えられる。これは FBR 等でも検討されている直接炉心冷却系 (DRACS) に相当すると考えられ、除熱性能の観点からは高いポテンシャルを有するものと考えられる。

但し、重水中の誘導放射能濃度は低くはないと考えられることから、遮へい区分等の面から、チェックすることは必要と考える。

## (2) 検討結果

重水冷却系は通常時はポンプによる強制循環、全電源喪失時等の事故時は自然循環とする冷却方式について、重水冷却設備の系統構成を検討した。

空気冷却方式において、通常時と事故時の切り替えは水圧作動弁を用い、外径27.4mm、肉厚3.77mmの伝熱管を1200本／1ループ程度有する空気冷却器で自然循環による重水冷却の見通しを得た。

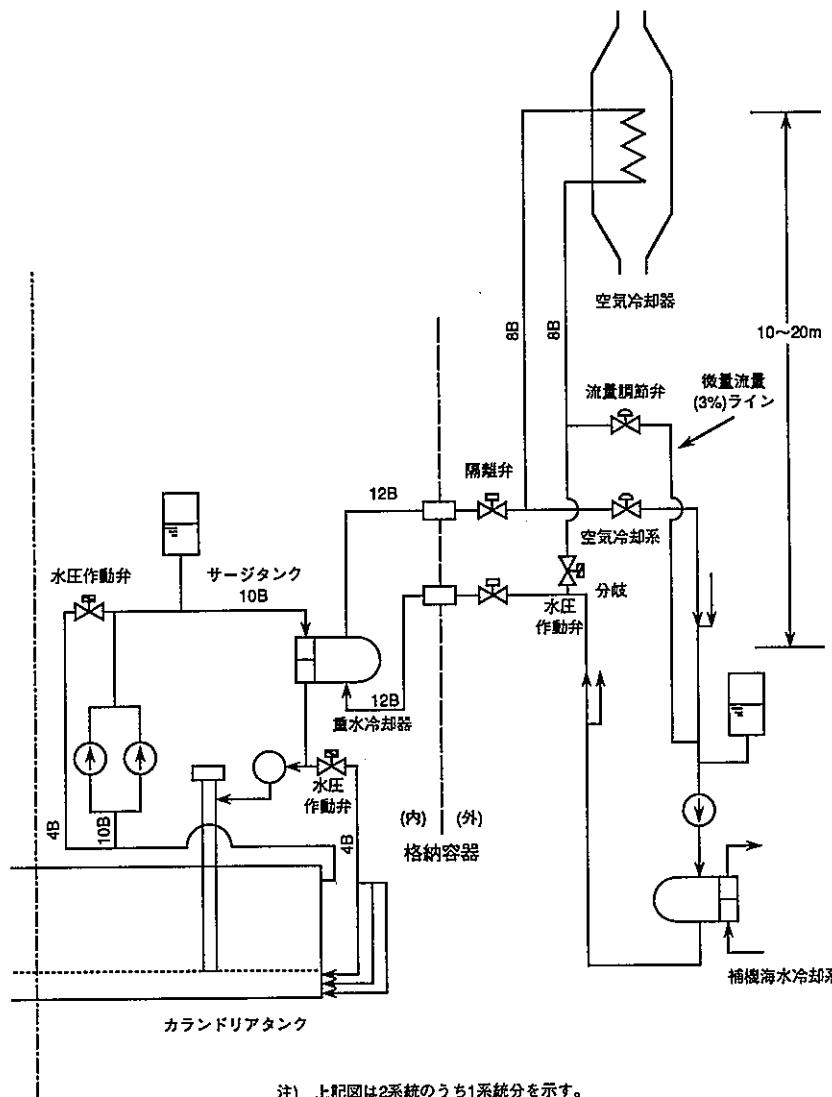
壁面冷却方式は、格納容器壁を通じて外側に存在するプール水に崩壊熱すべてを伝える方式であり、冷却中の格納容器形状変形等の構造評価が極めて煩雑なため、具体的な検討は行わないこととした。

従って、事故時の最終除熱は空気冷却方式を選択することとした。

表2.2.1-1 PS-ATRの重水冷却系(1次系/2次系) 系統容量設定の考え方

	A T R 実証炉級	P S - A T R	設定の考え方
熱負荷	定格運転時 97MW	50MW(=25MW/ループ×2ループ)	カランドリアタンクを除き独立2ループとし、定格時は100%(=50MW)/2ループ、スクラム後は100%(=8MW)/ループとする。
	スクラム直後 17MW(18%)	設備検討上は 8MW/ループとする	
重水流量	定格運転時 3600 m³/h (500A)	900 m³/h/ループ (250A→10B)	$500A \times \left(\frac{900}{3600}\right)^{1/2} = 250A$
	スクラム直後 800 m³/h以上(22%)	96 m³/h/ループ (100A→4B)	$900 \times \frac{8}{25} \times \frac{1}{3} = 96 \text{m}^3/\text{h}$ ( $\Delta T$ は20°Cではなく60°C) $500A \times \left(\frac{96}{3600}\right)^{1/2} = 82A \approx 100A$
2次系 流量	定格運転時 2300 m³/h/1基×2基	1150 m³/h/ループ (300A→12B)	$2 \times 2300 \times \frac{25}{97} \approx 1150 \text{m}^3/\text{h}$ $500A \times \left(\frac{1150}{3600}\right)^{1/2} = 282 \approx 300A$
	スクラム直後 600 m³/h/1基×2基	370 m³/h/ループ (200A→8B)	$2 \times 2300 \times \frac{8}{97} \approx 370 \text{m}^3/\text{h}$ $500A \times \left(\frac{368}{3600}\right)^{1/2} = 160 \approx 200A$
重水 冷却器	$41.75 \times 10^6 \text{kcal}/\text{h}/1\text{基}$ (48.5MW/ 基)	25MW/基	
	伝熱面積 2300 m²/ 基 1 次系 70→49°C 2 次系 32→50°C	1200 m²/ 基 伝熱管仕様 19.0 °D mm / 2.0 t mm 1392 本 / 16 m	$2340 \text{m}^2 \times \frac{25}{48.5} \approx 1200 \text{m}^2/\text{基}$
	圧損 1 次側 (管側) 1.4kg/cm² 2 次側 (胴側) 0.7kg/cm²	1 次側 (管側) 1.4kg/cm² 2 次側 (胴側) 0.7kg/cm²	
空気 冷却器		暫定仕様( 解析結果により 見直し) 交換熱量 8MW/ 基/ ループ 伝熱管仕様 27.4 °D / 3.77 t フィン 付 1200 本 / 24m	先行プラントの、A/C(強制冷却) 例を参考。交換熱量30MW 伝 熱管仕様 同左 504本 対数 平均温度差( $\Delta T$ )=60 °C PS-ATRの場合 $\Delta T=20^\circ\text{C}$ 熱貫 流率は上記の1/3 と想定伝熱 管本数(伝熱面積)は、 $n' = Q' / Q * \Delta T / \Delta T' * U / U' * n$ $= 8 / 30 * 60 / 20 * 3 / 1 * 504$ $= 1200 \text{本}$

2.2.1-8



注) 上記図は2系統のうち1系統分を示す。

図2.2.1-1 重水冷却系の1次/2次側系統概念(空気冷却方式)

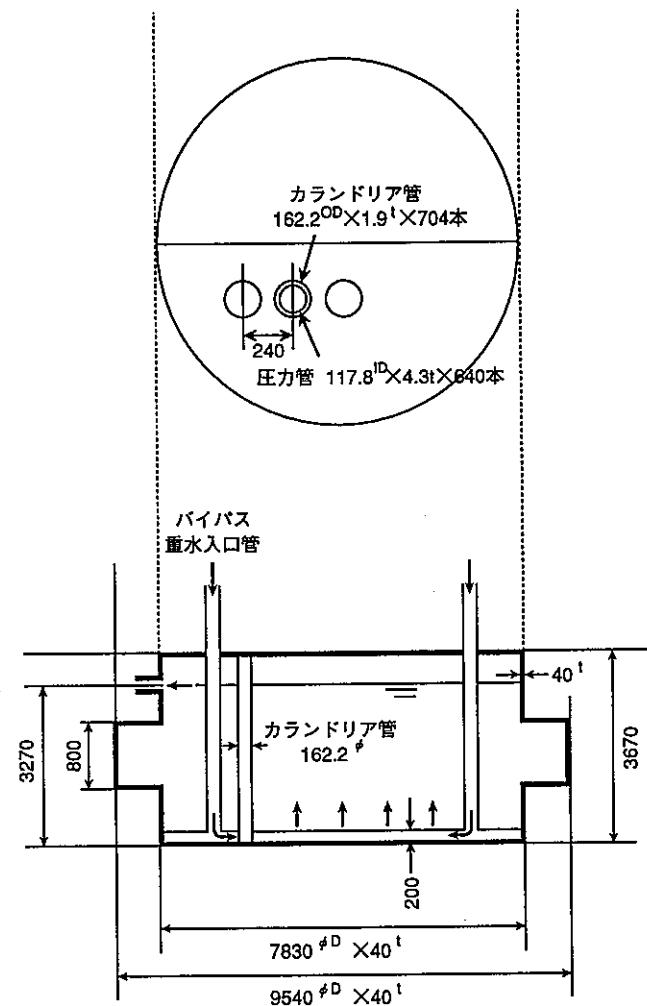
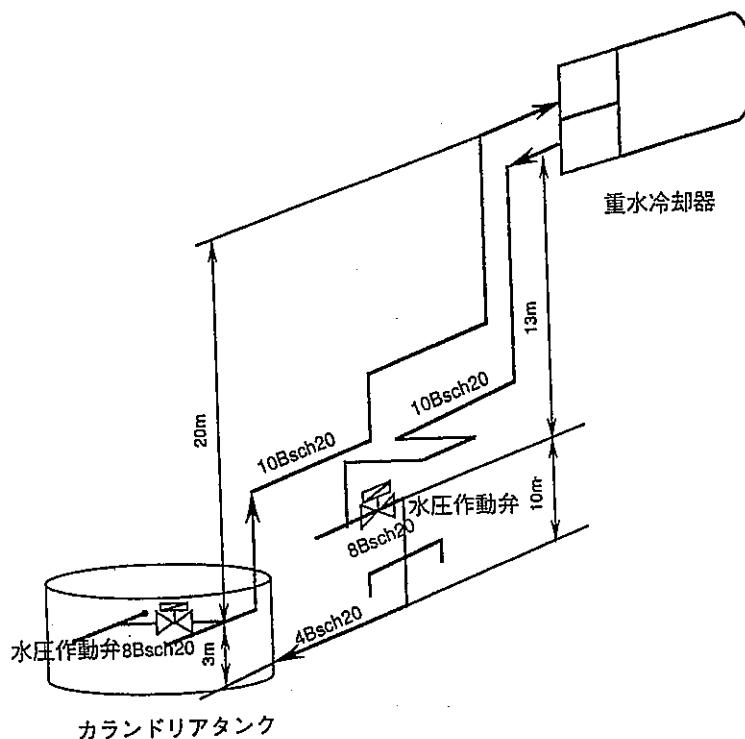


図2.2.1-2 PS-ATRのカルンドリアタンク構造概念図

2.2.1-9



	配管長	水平	垂直	エルボ(90°C)	水圧作動弁
10Bsch20(行き)	50m	30m	20m	10	0
(戻り)	60m	47m	13m	6	0
4Bsch20(行き)	10m	10m	0 m	3	1
(戻り)	20m	10m	10m	3	1

## 圧力損失データ

水圧作動弁

L/D=145

エルボ

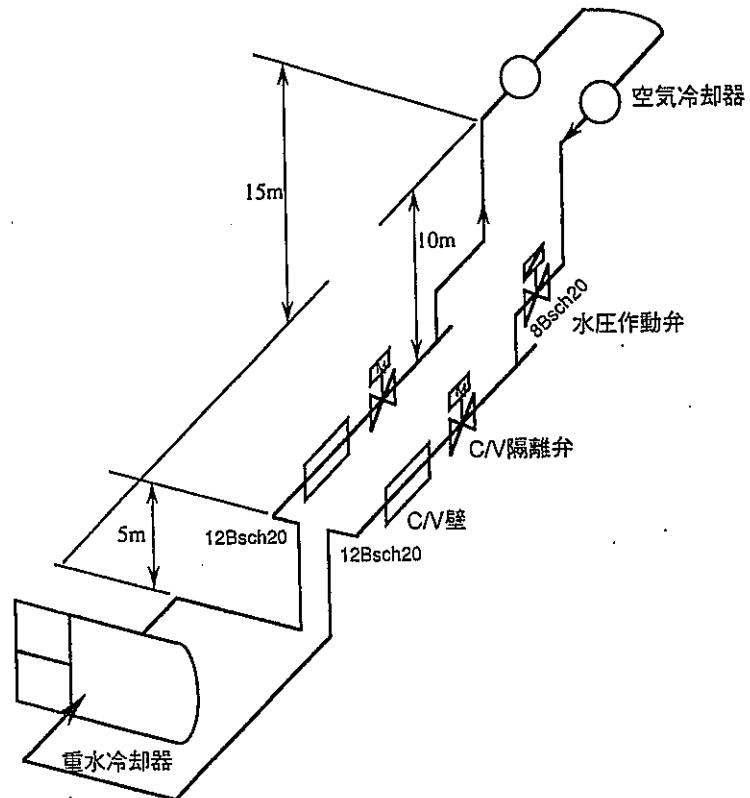
 $\zeta = 0.17$ 

分岐／合流

 $\zeta = 0.7/0.4$ 重水冷却器(管側) 1.4kg/cm<sup>2</sup> (定格: 1000m<sup>3</sup>/hの時)

本図は、水圧作動弁作動時のバイパス系を考慮した。

図 2.2.1-3 重水冷却 1 次系概念及び圧損要因



	配管長	水平	垂直	エルボ(90°C)	流調弁	隔離弁
12Bsch20(行き)	30m	25m	5m	7	0	1
(戻り)	30m	25m	5m	7	0	1
8Bsch20(行き)	25m	15m	10m	7	0	1
(戻り)	25m	15m	10m	7	0	0

## 圧力損失データ

C/V隔離弁

L/D=13

水圧作動弁

L/D=145

エルボ

 $\zeta = 0.17$ 

分岐／合流

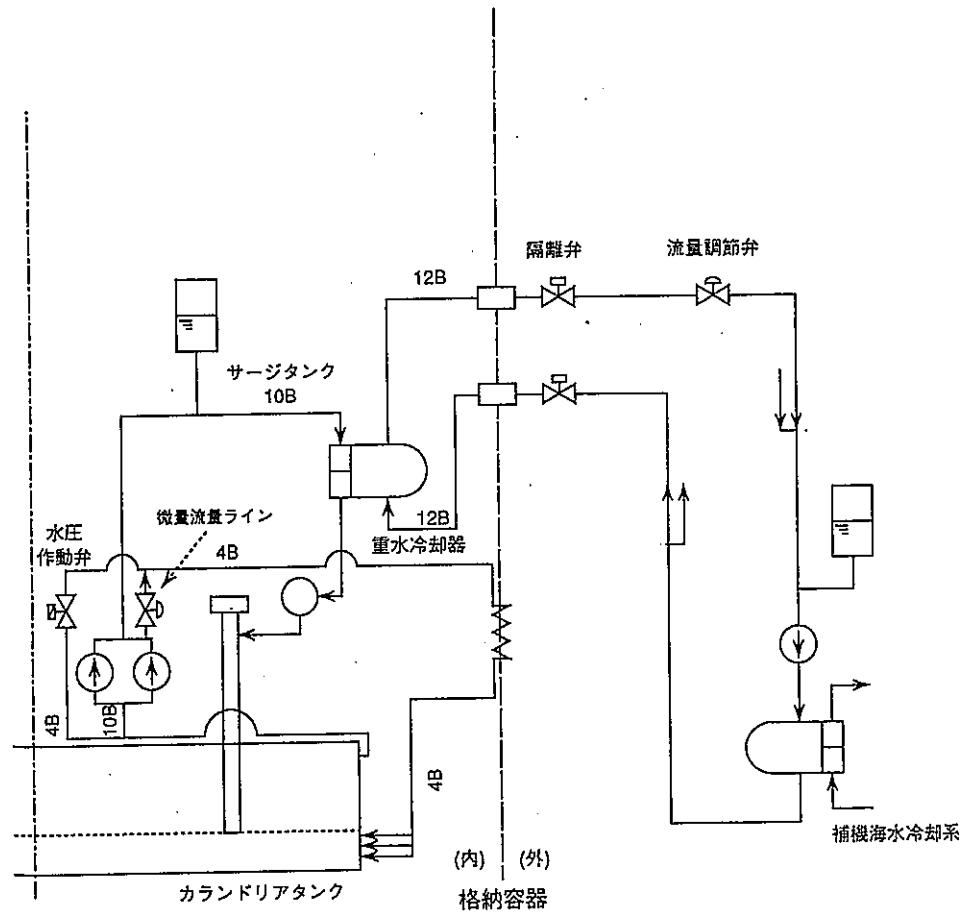
 $\zeta = 0.7/0.4$ 

重水冷却器(管側)

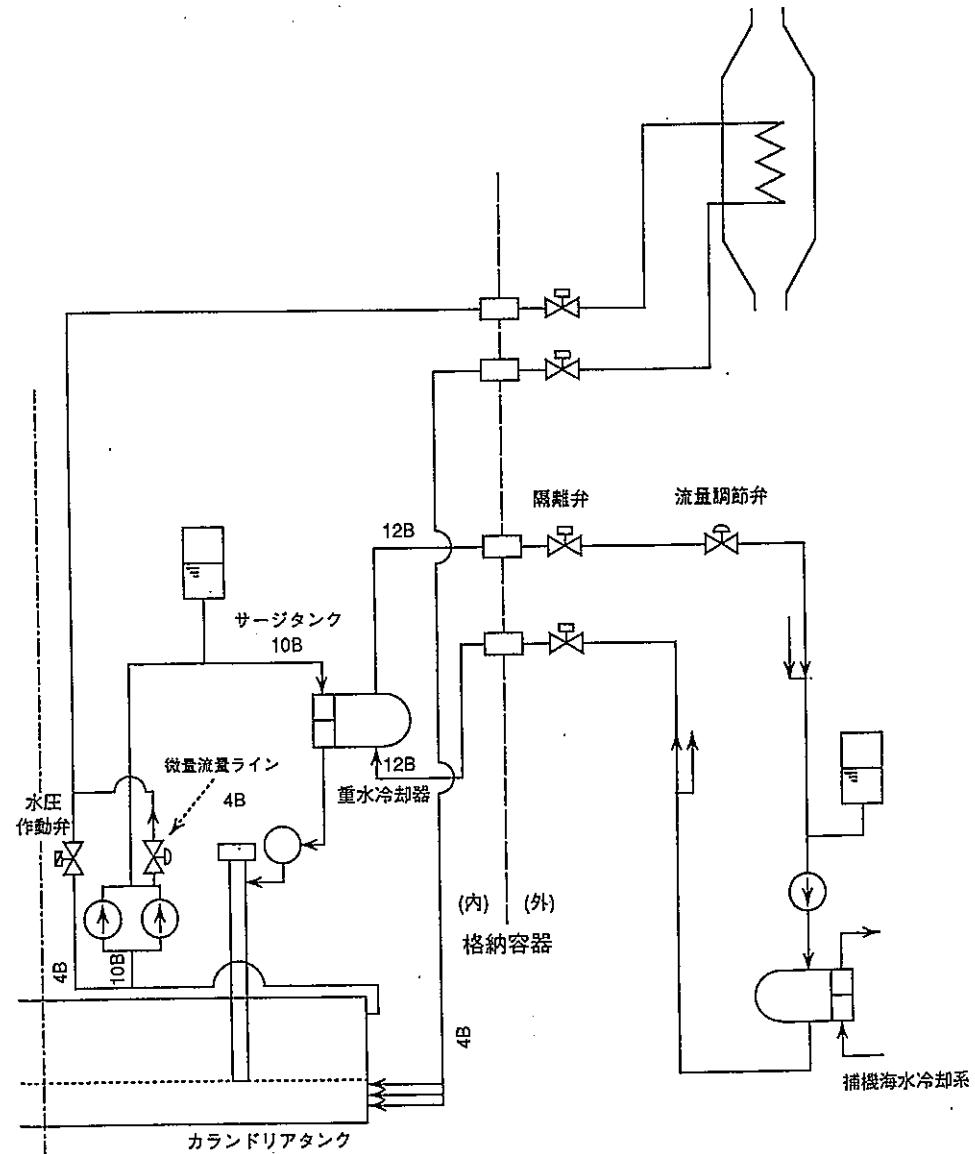
0.7kg/cm<sup>2</sup> (定格: 1200m<sup>3</sup>/hの時)

空気冷却器 (管側)

図 2.2.1-4 重水冷却 2 次系概念及び圧損要因



注) 上記図は2系統のうち1系統分を示す。



注) 上記図は2系統のうち1系統分を示す。

## 2.2.2 ギャップ注水方式の検討

圧力管とカランドリア管との間のギャップ部（アニュラス部）は、通常時、炭酸ガス空間となっており、断熱の役割を果たしている。事故時は、この炭酸ガス空間ギャップに注水することにより、ギャップ部に伝熱機能を持たせて、重水系への伝熱量を増やす方策が考えられる。

### 2.2.2.1 ギャップ注水による伝熱量の検討

圧力管／カランドリア管ギャップへの注水による熱伝達率及び伝熱量の上昇効果の検討<sup>4</sup>を以下にまとめることとする。

#### (1) 検討の方法（計算モデル）

##### a. 概念

図 2.2.2.1-1 に PS-ATR の重水系による余熱除去システムの概念を示し、図 2.2.2.1-2 に圧力管／カランドリア管ギャップ部の管の半径方向熱伝達の概念を示した。また、図 2.2.2.1-3 にギャップ水の水位の概念を図示した。

##### b. ギャップ水の沸騰伝熱現象について

炭酸ガス空間となっているギャップ空間に注水した場合、圧力管外表面は 280°C、カランドリア管内表面は 100°C 程度であるから、ギャップ水が極少量であれば、たちまち沸騰してドライアウトしてしまう。ギャップ水が増えるに従い、ギャップ水自体による冷却の他に、ギャップ水の沸騰が続き、圧力管側から入熱し、カランドリア管側へ放熱するような、ギャップ水が熱媒体となる状態が予測される。入熱量が放熱量より、大きければ注入水の蒸発、小さければ蒸気の凝縮も考えられる。ギャップ水の圧力により沸騰温度が異なることから、水位は同じでも圧力により入熱量と放熱量は変化するはずである。

また、入熱量と放熱量が等しい場合、ギャップ水は単なる熱伝達の媒体となるのみであるから、ギャップ水量は変化しない。

このように、ギャップ水の圧力管側の 1 次系軽水との熱交換、カランドリア管側の重水との熱交換、更にギャップ水自体の沸騰現象等があり、この現

象は単純ではない。

尚、注水方式は、ギャップ部に注水を続ける、オープンフロー方式と、閉じられた空間で注水総量を限る、加圧クローズド方式が考えられるが、オープンフロー方式は多量の注水量と格納容器内の圧力、温度の上昇を招く恐れがある。

#### c. 計算モデルと計算コード

このため、圧力管側の1次系軽水とギャップ水の熱交換、カランドリア管側の重水とギャップ水の熱交換をモデル化して、ギャップ水の初期圧力及び初期水位をパラメータとしたサーベイ計算を実施し、ギャップ水の圧力と水位に対して、伝熱量（入熱量と放熱量）及び熱伝達率がどの程度となるのかを検討することとした。

沸騰に伴う液面（水位）上昇や、極低流量域における、サブクール沸騰、核沸騰、圧力管側のドライアウト域の沸騰熱伝達、カランドリア管側の凝縮熱伝達等の計算を考慮し、計算コードは RELAP5/mod2<sup>11</sup>を用いることとした。

### (2) 計算条件と計算ケース

#### a 境界条件

##### i) 温度

これまでの全電源喪失時における ATRECS II コードによる 1 次系と重水冷却系を連立させた解析結果では、7200 秒間は 1 次系の保有水によるプロ一除熱により、1 次系は、圧力がほぼ一定、炉心部で約 70ata、沸騰温度約 284°C に保持され、一方、重水側は、重水冷却器（最終ヒートシンクが自然循環除熱の空気冷却器）からの戻り温度 70°C、カランドリア出口温度が 110°C 程度（水単相）で、概ね一定となっていた。これより、1 次側と重水側の温度条件は次の通りとした。

1 次側（圧力管内）は、 温度=284°C（圧力=70ata の沸騰状態）

重水側は、 温度=100°C（サブクール状態）

で一様分布／一定とした。

##### ii) 1 次側熱伝達率

1 次側熱伝達率は、温度と同様に ATRECS II コードの解析結果を参照す

ると、沸騰時  $900 \text{ kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$  であり、保守的に以下の値で一様分布／一定とした。

- ・ 1 次側（軽水側）熱伝達率 =  $700 \text{ kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$

iii) 重水側熱伝達率

重水側熱伝達率は、乱流熱伝達率（藤井の式）を適用して、以下の値で一様分布／一定とした。

- ・ 重水側熱伝達率 =  $300 \text{ kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$

b. 解析パラメータ

ギャップ注水の水位、圧力をパラメータとしたサーベイ計算を実施した。

圧力\* 20, 10, 5ata

ギャップ水位\*\* 0 水位（飽和蒸気条件）、 $1/12$  水位、 $1/6$  水位、 $1/3$  水位、 $2/3$  水位、

\*) カレンドリア管（ペローズ等）の耐圧性を考慮すると、注水圧力の上限は 20ata 程度となる。

\*\*)  $3/3$  水位の場合、沸騰によりオーバーフローして、実質の水位が瞬時低下してしまうので除外)

(3) 計算結果

a. ボイド率分布と伝熱量

図 2.2.2.1-4 「圧力に対するボイド率分布と伝熱量（ $1/3$  水位時）」を示した。

本図は、初期  $1/3$  水位の時、注水圧力を 20ata, 10ata, 5ata とした場合、ギャップ水の沸騰による液面上昇の様子をボイド率分布で分かりやすく表したものであり、沸騰温度、圧力管側の交換熱量、カレンドリア管側の交換熱量、温度差等を記載した。また、液面上部では、温度の高い圧力管側はドライアウト域、温度の低いカレンドリア管側は蒸気の凝縮域となっている。

本図より、沸騰による見かけの水位（ボイド率が 0.8 以下から 1.0 と変化する位置）上昇は、ギャップ水の圧力が低い程高くなることがわかる。 $1/3$  水位の場合、20ata で  $5/12$ 、10ata で  $8/12$ 、5ata で  $12/12$  に見かけの水位が上昇している。

また、圧力が高い程ギャップ水の沸騰温度は高くなるから、圧力管側との温度差は小さくなる。このため圧力管側からの入熱量は小さくなるが、一方、重水側との温度差は逆に大きくなるので放熱量は大きくなる。1/3 水位の場合、沸騰により液面が上昇した後は、圧力が20ata では伝熱量は入熱より放熱の方が大きいため、圧力は低下傾向となり、蒸気を吸い込む（図中に、 $\downarrow W$ で表示）が、10ata では伝熱量は入熱より放熱の方が小さいため、圧力は上昇傾向となり、注入水は蒸発（図中に、 $\uparrow W$ で表示）する。5ata ではギャップ水自体が沸騰による液面上昇でオーバフローしている。

これより、閉じられた注水体系で初期の圧力 20ata、ギャップ水を 1/3 水位とした場合、伝熱量は入熱より放熱の方が大きいので、ギャップ水は凝縮して圧力は低くなり、次第に入熱と放熱がヒートバランスする圧力に移行し、自然に平衡圧力を到達すると言える。（平衡圧力は 20~10ata の間にある。）平衡圧力点では、1 次系からの入熱は全て重水系に放熱され、注入水自体の熱収支は零であり、ギャップ水は単なる熱媒体となる。

従って、加圧クローズド方式が成立すると言える。

#### b. 伝熱量と圧力／水位の関係

図 2.2.2.1-5 に「伝熱量と圧力／水位の関係」を示した。伝熱量と圧力／水位の関係は本図より、圧力を一定とした場合、注水の水位が高い程、圧力管側の入熱量は高くなるが、それに対し、カランドリア管側の放熱量の変化は小さい。この理由は、圧力を一定とした場合、ギャップ水の水位が低い程、熱伝達率の極めて小さいドライアウト域が拡大するためである。一方、重水側は全面が凝縮伝熱域であるので、水位による放熱量の影響は小さくなる。

また、圧力が低い程、沸騰による水位上昇でオーバフローするため、圧力管側の入熱量は横ばいになっている。20ata で 4/5 水位以上、10ata で 2/3 水位以上、5ata で 1/3 水位以上でオーバフローしている。

尚、水位に関して、次の 3 種類の図を示した。

- ・図 2.2.2.1-6 「注入水位と見かけの水位」
- ・図 2.2.2.1-7 「水位と蒸発量（オーバフロー量）」

- ・図 2.2.2.1-8 「注入水位に対し平衡となる圧力及び伝熱量（加圧クローズド方式の場合）」

図 2.2.2.1-8 は、図 2.2.2.1-6 より、ギャップ水位に対し平衡となる圧力及び伝熱量をまとめたものである（図 2.2.2.1-6 の圧力管側とカランドリア管側の伝熱量の交点）。これより、”閉じられた注水体系では、水位が高いと、バランスする圧力も高く、伝熱量も高くなる（換言すれば炉心からの除熱量は、注水水位により調整され得る）” ということが言える。ただし、 $2/3$  水位以上では、ギャップ水の圧力が 20ata 以上となり、得策ではない。

#### (4) まとめ

- ・計算コード RELAP5/mod2 を用い、ギャップ水位をパラメータとした伝熱量特性解析を実施した。
- ・クローズド方式とすれば、圧力管側からの入熱量と重水側への放熱量が自然と平衡した伝熱量となる。即ち、ギャップ水は単なる熱媒体となり、ギャップ部の熱伝達率が伝熱量に相応した値に維持される。また、ギャップ水位を増やすと、平衡状態となる注入水の圧力及び伝熱量も増加する。
- ・本検討によれば、次を見込める。（全電源喪失時）

1/6 水位の注水量で約 12MW の伝熱量、平衡圧力は 5ata.

1/3 水位の注水量で約 20MW の伝熱量、平衡圧力は 12ata.

2/3 水位の注水量で約 25MW の伝熱量、平衡圧力は 20ata.

これより、炉心発熱が 25MW まで低下するのは約 1000 秒後であるから  $2/3$  水位とすることにより、全電源喪失時は 1000 秒以降の炉心発熱量の大部分を重水側に伝えることが可能になり、長期的な余熱除去機能が期待できる。

### 2.2.2.2 ギャップ注水システムの概念

オープンフロー方式では注入水自体の冷却による可能性が生じるため、大量の注水量が必要となる。そのため大きな水源が必要となるが、水源として原子炉格納容器内に存在するプール水を想定し、このプール水冷却による注水循環を考えた場合、格納容器内の圧力および温度上昇を招く恐れがある。

前節の検討より、加圧クローズド方式ではギャップ水は単なる熱媒体となるため、加圧クローズド方式が有力であると言える。

### (1) 加圧クローズド方式注水概念

加圧クローズド方式注水概念を図 2.2.2.2-1 に示す。ギャップ注水は炭酸ガスラインに注水することを考えた。

ここで、カランドリアギャップ体積から、注入水総量の min 値を概算した。

#### ・注入水総量の min 値

カランドリアギャップ体積(VCG)を次式より、 $15.\text{m}^3$ と見積もる。

$$\text{VCG} = \text{ギャップ} (\text{断面積}(\text{ACG}) \times \text{高さ}(\text{HCG})) \times \text{ループ数} = 15. \text{m}^3$$

$$\text{ACG} = \pi / 4 \times (0.1584^2 - 0.1264^2) \times 320 = 2.29 \text{ m}^2/\text{ループ}^\circ$$

$$\text{HCG} = 3.27 \quad (\text{カントリータンク底部から重水液面までの高さとする。})$$

これより、注入水総量の min 値は、概ね次の通り。

$$1/3 \text{ 水位なら、 } 5 \text{ m}^3$$

$$2/3 \text{ 水位なら、 } 10 \text{ m}^3$$

$$3/3 \text{ 水位なら、 } 15 \text{ m}^3$$

尚、ギャップ注水系の概念の構築については、3 章 3.2.7 節ギャップ注水系に記す。

### (2) 注水系の運用方法（目安）\*

注水の所要時間は閉じた系とする故、長期の崩壊熱除去という面では余り大きな影響はない。これまでの検討より、全電源喪失時は少なくとも 7200 秒までは炉心はドライアウトすることがないことが分かっているので、7200 秒以前に注水を終了させれば良い。

注水系の運用方法の目安として、工学的に判断して次の条件を考える。

(i) 7200 秒に余裕を見て、注水開始時間は 1800 秒（30 分）、注水の所要時間は 600 秒を目安とする。

(ii) 1800 秒以降、約  $20\text{MW}/2\text{ループ}^\circ$  の伝熱量を見込み、注水の水位は  $1/3 (5\text{m}^3)$  を目安とする。

(iii) このときの注水系の圧力は、パラメータサーベイ結果より、12ata 程度になると判断する。

\* ) 2.2.3 節の全電源喪失解析の検討条件とした。

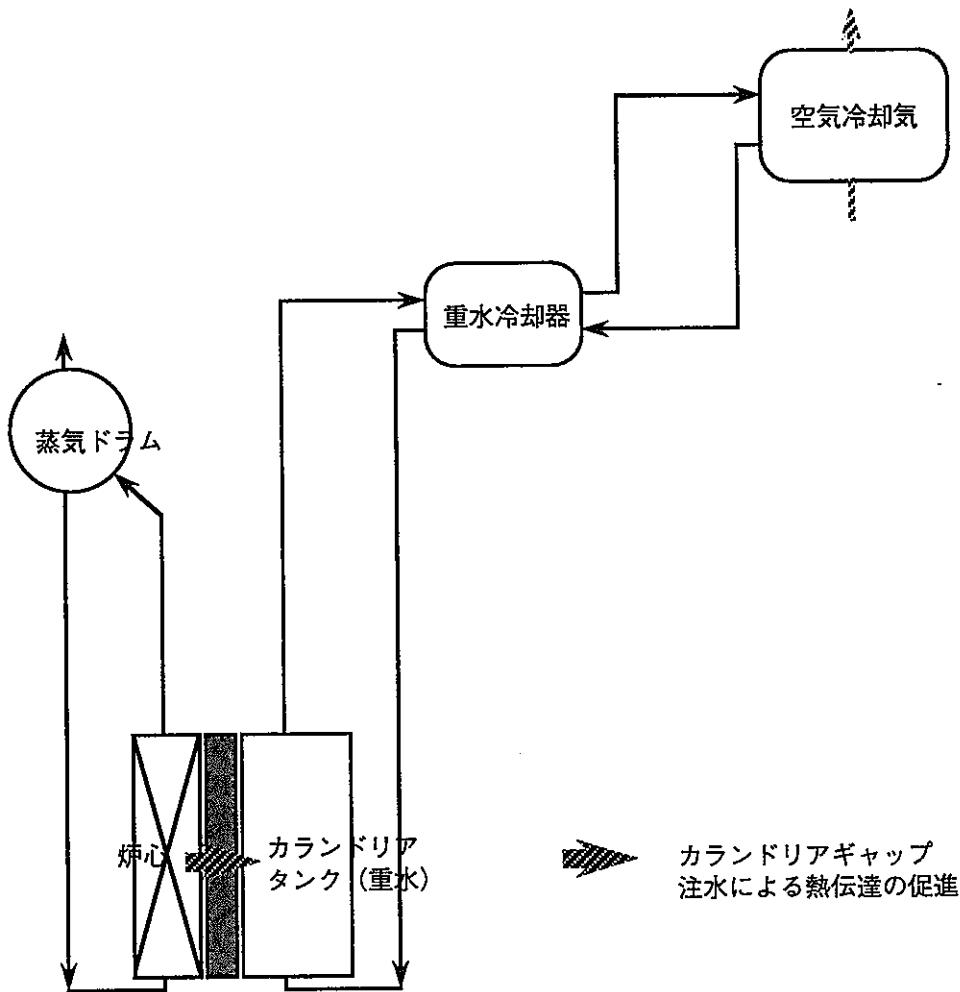


図2.2.2.1-1 重水系による余熱除去システムの概念

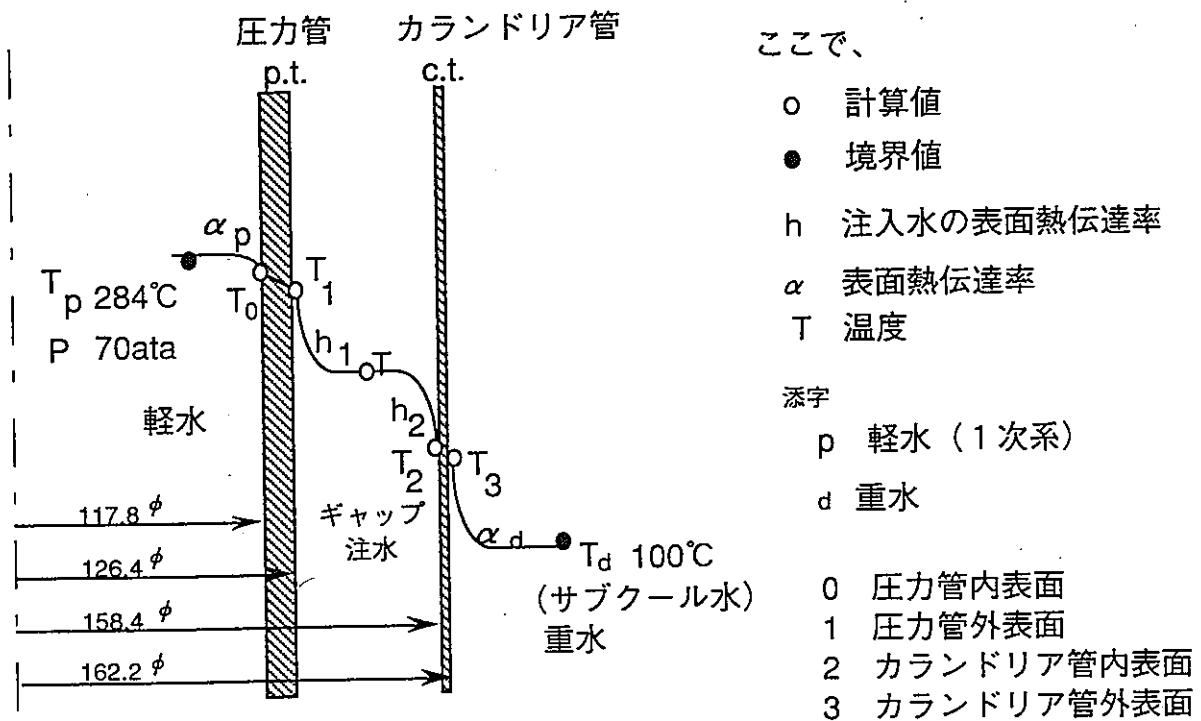
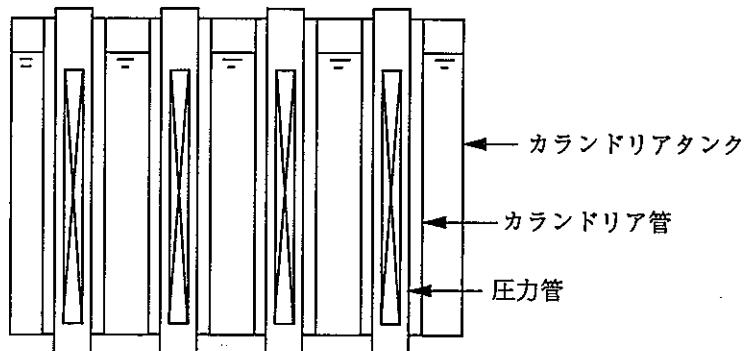
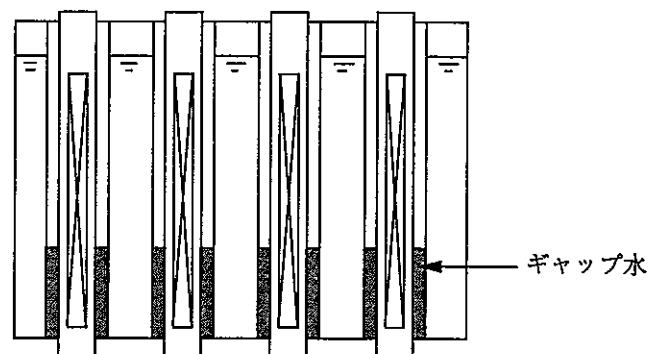


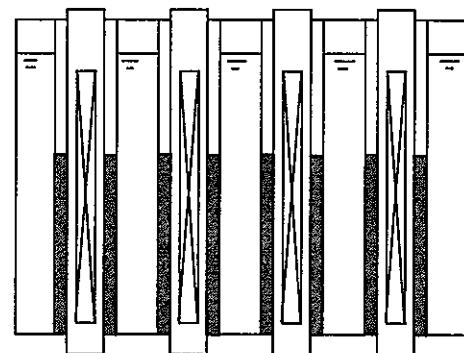
図 2.2.2.1-2 圧力管／カランドリア管ギャップの熱伝達の概念



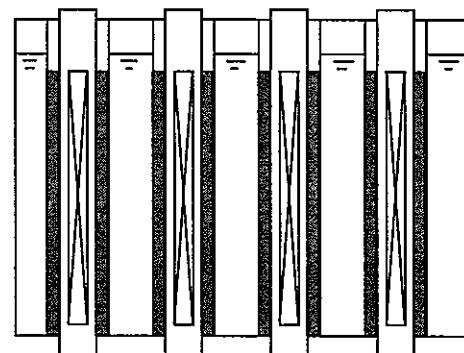
0水位



1/3水位



2/3水位



3/3水位

図2.2.2.1-3 ギャップ注水の水位

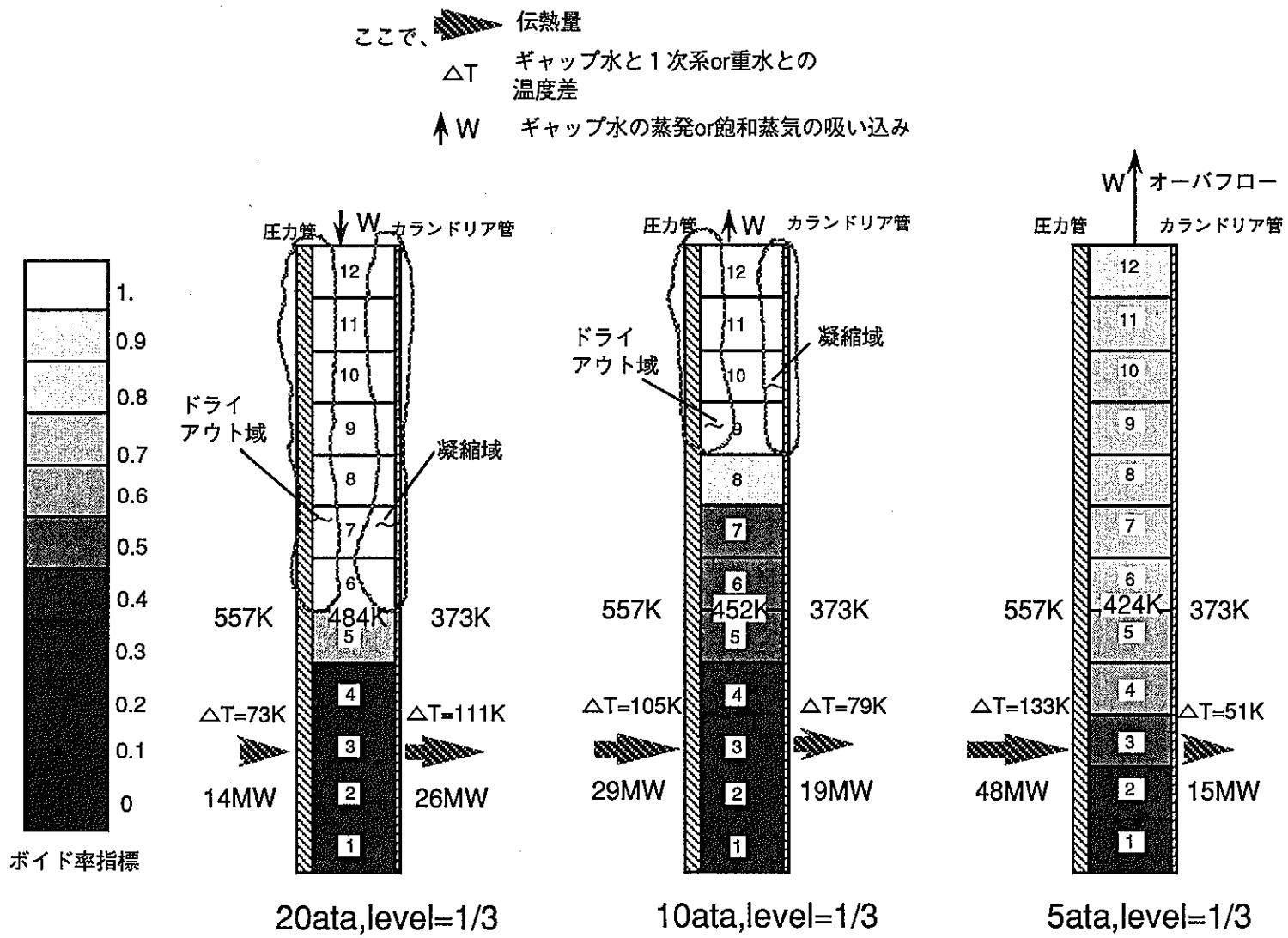


図2.2.2.1-4 注水圧力に対するボイド率分布と伝熱量 (1/3水位時)

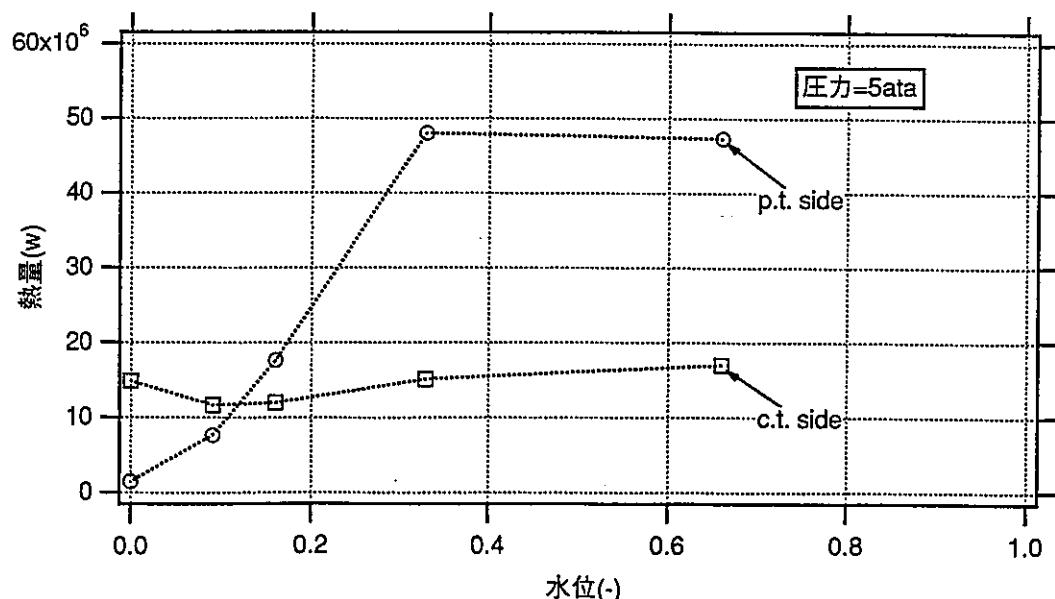
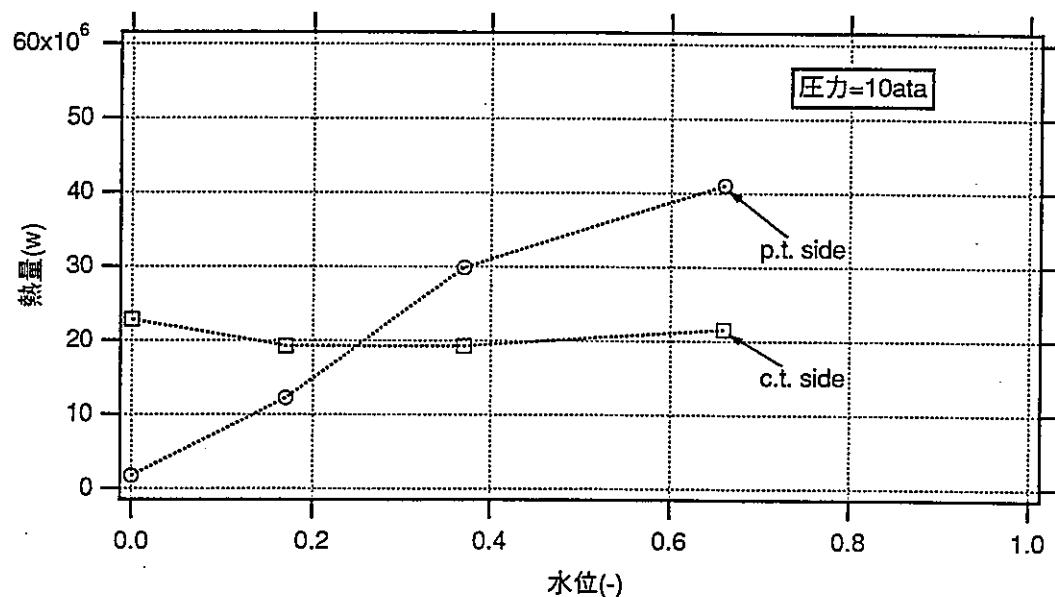
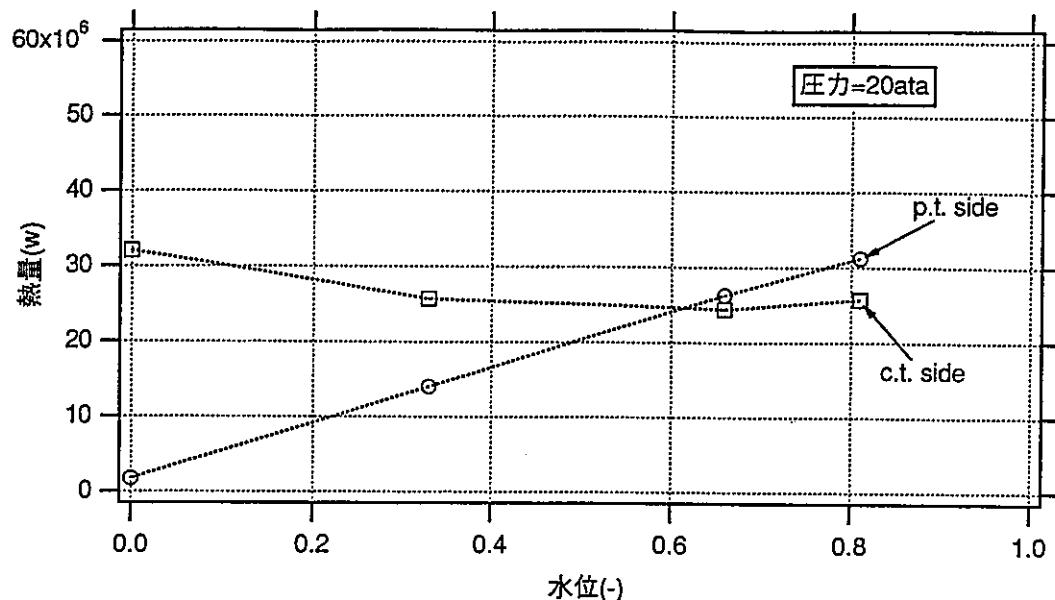


図 2.2.2.1-5 伝熱量と圧力／水位の関係

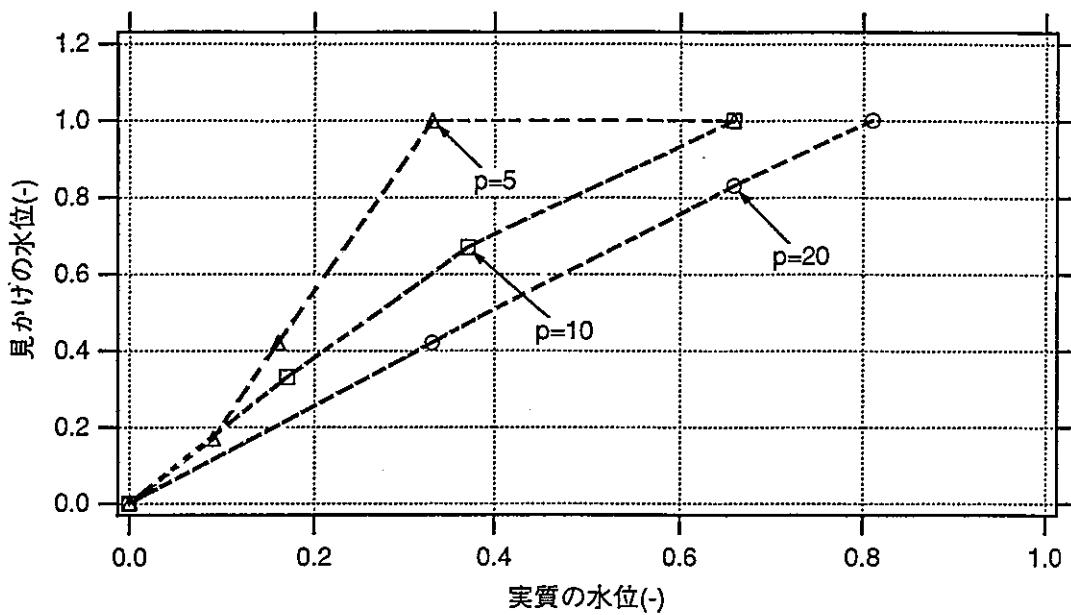


図 2.2.2.1-6 注水（実質）水位と見かけ（沸騰により液面上昇）の水位

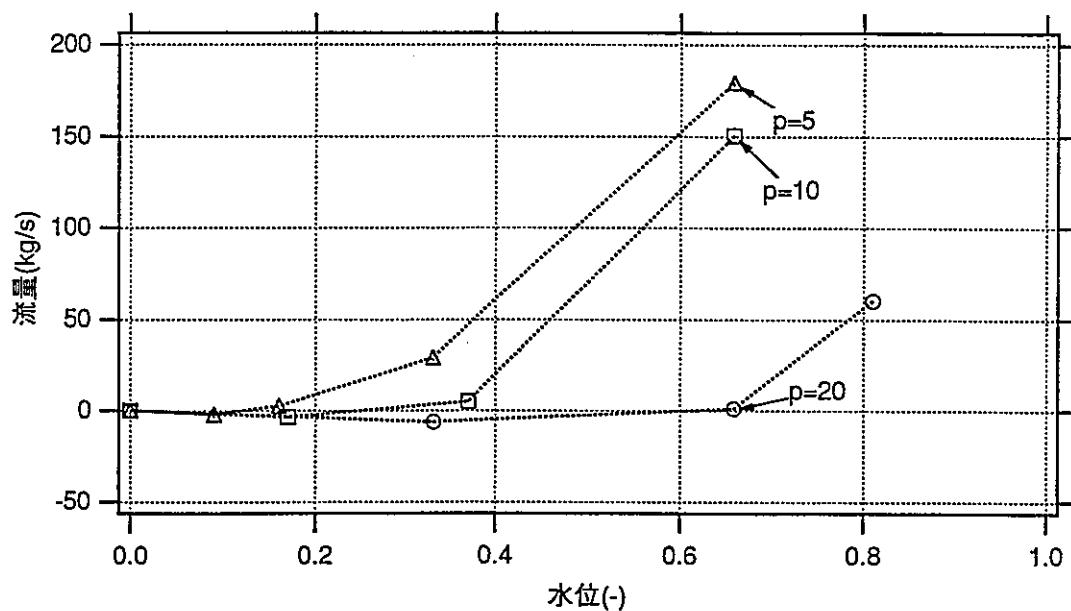


図 2.2.2.1-7 水位と蒸発量（オーバーフロー量）

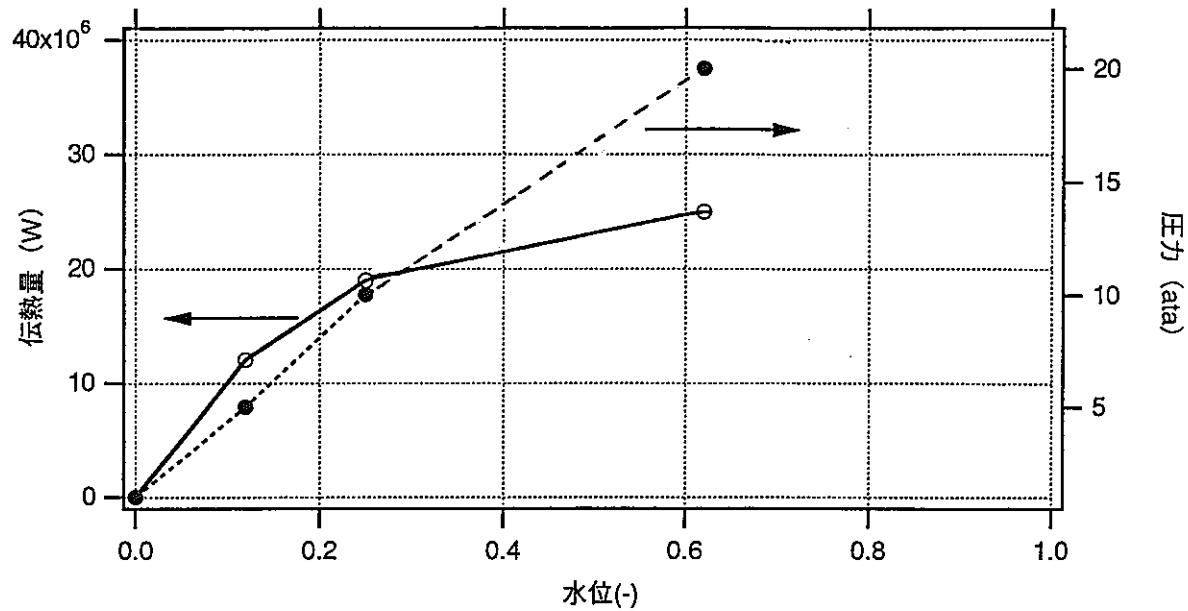


図 2.2.2.1-8 注入水位に対し平衡となる圧力及び伝熱量（加圧クローズド方式の場合）

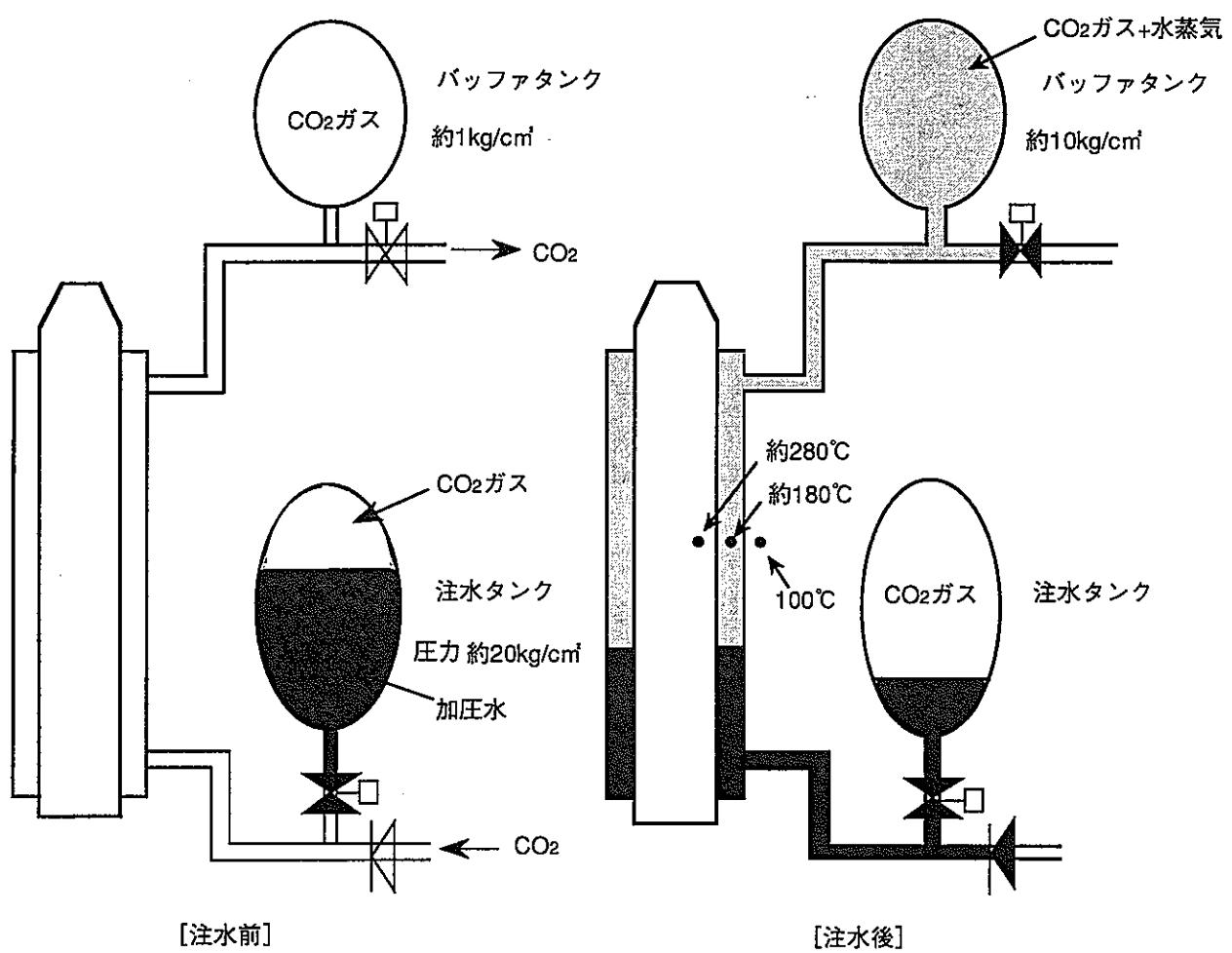


図2.2.2.2-1 キップ注水概念（加圧クローズド方式）

### 2.2.3 全電源喪失時の余熱除去特性解析

図 2.2.3-1 の原子炉冷却系と重水冷却系を連立させた総合解析モデルを立て、P S - A T R の全電源喪失事象を想定し、ギャップ注水による余熱除去性能パラメータサーベイ計算を実施した<sup>4</sup>。

前節の注水サーベイ計算結果に基づき、原子炉スクラム後の余熱除去に必要なギャップ注水による熱伝達率、注水開始及び終了時刻等をパラメータとして設定した。図 2.2.3-2、図 2.2.3-3 に設定方法を図示した。

計算は ATRECSII を使用し、P S - A T R の原子炉冷却系の圧力／温度／再循環流量／炉心ボイド率等、及び、重水系の循環流量および温度等の推移に着目し、余熱除去の成立性を検討した。

#### (1) 計算条件と計算ケース

##### a. 初期定常条件（定格出力時ヒートマスバランス）

炉心出力	500. MW／ループ <sup>°</sup>
重水系入熱量 (Q)	25. MW／ループ <sup>°</sup>
給水温度	185. °C
蒸気ドラム圧力	70. ata
蒸気ドラム基準水位	1.0 m
重水冷却器 1 次系／2 次系流量	1000 m <sup>3</sup> /h／1200 m <sup>3</sup> /h
1 次系ホットレック <sup>°</sup> ／コールドレック温度	70°C／50°C
2 次系ホットレック <sup>°</sup> ／コールドレック温度	50°C／32°C

尚、再循環流量、主蒸気／給水流は定常計算の結果として求められる。

##### b. 過渡時境界条件

###### i) 炉心出力

全電源喪失と同時に炉心スクラムとする。炉心出力変化は、図 2.2.3-4 を参照する（ANSI/ANS 5.1-1979 に基づいた崩壊熱曲線テーブルに、遅発中性子を考慮したものである）。また、スクラム後の全崩壊熱に対する重水系熱移行割合（中性子等による直接加熱割合）の変化<sup>12</sup>は、図 2.2.3-5 を参考する。

###### ii) 重水系 1 ループ故障を重ね合わせ、原子炉 2 ループ分を重水系 1 ループ

除熱とする。

尚、輻射伝熱量、対流伝熱量は過渡計算の結果として求められる。

- ハ) 主給水／主蒸気流量は6秒で0.t/hになる。
- ニ) 重水循環ポンプは0秒でトリップする。
- ホ) 重水2次系流量は5秒で10%、20秒で0.1%に低下する。
- ヘ) 水圧作動弁はポンプトリップ後、5秒間で全開する。
- ト) 空気入口温度は30°Cとする。

c. ギャップ注水による熱伝達率検討のATRECS IIへの適用

伝熱量計算の検討結果を基とした、軽水～重水の熱通過率(U)を入力データとして与える。(軽水～重水の熱通過率(U)は、正確には、圧力管外表面～重水の熱通過率(U')。ここで、軽水側の圧力管内表面熱伝達率は、ATRECS内で計算される。重水側のカランドリア管外表面熱伝達率は、入力値(U')に含まれる。)

前節の注水サーベイ計算結果に基づき、注水=1/3水位、20MW程度の伝熱量(Q)を想定し、この時の、相当熱通過率を以下の方法で算出し、ATRECS IIの時系列入力データとする。

$$U = Q / (\Delta T \cdot A)$$

$$A = \text{圧力管外表面積} = \pi \times 0.1264 \times 2.7 \times 320 \times 2 = 686.2 \text{ m}^2 / 2\pi - 7^\circ$$

$$Q = 20 \text{ MW}$$

$$\Delta T = \text{軽水} - \text{重水} = 284. - 100. = 184.$$

$$\therefore U = 136 \text{ kcal/m}^2 \text{ h}^\circ\text{C}$$

$$\text{従って、} 1 / U = 1 / U' + 1 / \text{1次系熱伝達率} + \text{圧力管熱抵抗}$$

$$1 / 136 = 1 / U' + 1 / 700. + 0.000339$$

$$\therefore U' = 179. \text{ kcal/m}^2 \text{ h}^\circ\text{C} = U' = 0.050 \text{ kcal/m}^2 \text{ s}^\circ\text{C}$$

余熱除去を保守的に評価すため、これに安全係数=0.5を乗じて次の値をATRECSIIの入力値とした。

$$U' = 90. \text{ kcal/m}^2 \text{ h}^\circ\text{C} = 0.025 \text{ kcal/m}^2 \text{ s}^\circ\text{C}$$

d. その他の条件

- イ) 主蒸気系逃し安全弁の作動条件は75±0.5ataで弁の開閉に伴う圧力振動、

循環流量の振動をさけるため設定圧を 5 段階にずらした。

ロ) 空気冷却器(A/C) 伝熱管本数 1200 本 or 2400 本 \*

ダクト長 10. m

\*) 解析パラメータ：重水温度上昇を抑制する目的で、A/C 伝熱面積を 2 倍とした。

ハ) ボイドクオリティ相関式 修正スミスの式

ニ) 1 次系核沸騰熱伝達率式 Jens Lottes の式

ホ) A/C 空気側熱伝達率式 Jameson の式

#### e. 計算ケース

これまでの解析より、少なくとも 7200 秒までは炉心はドライアウトするところがないことが分かっているので、7200 秒以前に注水を終了させれば良い。

ここでは、注水開始時刻及び A/C 伝熱管本数をサーベイパラメータとし、注水無しのケースも含め合計 3 ケース解析した。尚、各ケースの注水所要時間は 600 秒とした。

ケース A (ギャップ注水なし、A/C 伝熱管 1200 本)

ケース B (ギャップ注水開始 1800 秒、A/C 伝熱管 1200 本)

ケース C (ギャップ注水開始 3600 秒、A/C 伝熱管 2400 本)

#### (2) 計算結果

a. ケース A (ギャップ注水なし、A/C 伝熱管 1200 本)

図 2.2. 3-6

- ・注水のない場合、原子炉出力の大半は重水系ではなく原子炉冷却系（1 次系）へ移行する為、1 次系のエネルギーは除々に増大し、これが圧力上昇となって現れ、蒸気ドラム圧力が逃し安全弁の作動圧力に達すると、同弁は吹き出し、冷却材の質量とエネルギーを放出する。
- ・約 7200 秒後で、炉心出力の 60% は 1 次系入熱である。
- ・逃し安全弁の吹き出し量（ブロー総量）は電源喪失後 12600 秒で、約 35ton (1 ループ分) に達している。
- ・水位の低下は、約 2700 秒以降、水位が蒸気ドラムから下降管域に移り、水位の低下速度が速くなるが、これは、下降管の流路断面積が蒸気ドラムの

それに比べて小さいためである。

- ・重水系の熱容量は比較的大きく、重水系の温度は電源喪失後比較的緩慢に上昇し、7200秒以降、約100°Cで、ほぼ平衡に達している。
- ・ギャップ注水がない場合、電源喪失後12600秒で、冷却材ボイド率が約0.9まで上昇し、ほぼドライアウトの状態となっている。

b. ケースB（ギャップ注水開始1800秒、A/C伝熱管1200本）

図2.2.3-7

- ・ギャップ注水が始まると、重水入熱が1次系入熱を上回るようになる。ギャップ注水が終了する2400秒の時点では、炉心出力の95%は重水系入熱となる。約4000秒後には炉心出力の100%が重水系入熱となり、以降、崩壊熱の低下と共に僅かながら炉心出力より重水系入熱のほうが上回るようになる。従って、4000秒以降は、蒸気ドラム圧力は上昇することはない。

・また、炉心は重水系で冷却されて原子炉冷却材が凝縮、シーリングするので、蒸気ドラム水位は急激に低下し原子炉冷却系の循環パスは切れてしまう。

（尚、この様な状態は、ATRECS IIでは流量の振動発散が生じ計算できないため、計算続行に必要な最小循環流量300t/hを与えた。このため、最小流量値設定以降の再循環系の変化は追えなくなるが、長期の崩壊熱除去の観点からは重水系の熱流動変化への影響は小さいと考えた。また、蒸気ドラムの保有水量を増やすことも必要か。）

- ・蒸気ドラムのブロー総量は2400秒以降、ほとんど増加せず、11ton/ループ程度に収まる。
- ・従って、ギャップ注水することにより、重水系による余熱除去を促進し、蒸気ドラム逃し安全弁の吹き出し量を小さく限定する事が可能であると言える。
- ・一方、重水系による余熱除去の促進で、重水温度は最高150°C程度まで上昇している。

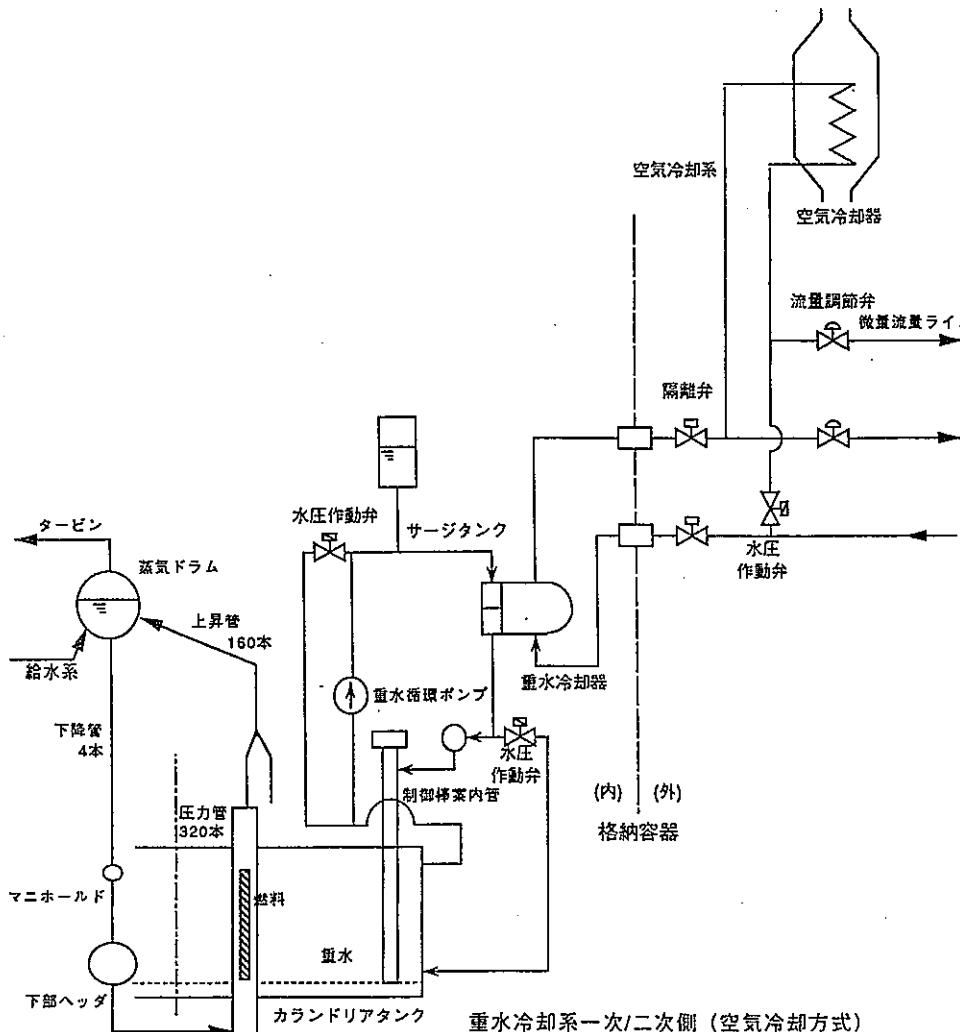
c. ケースC（ギャップ注水開始3600秒、A/C伝熱管2400本）

図 2.2.3-8

- ・重水温度は最高140℃程度まで上昇している。

(3) 余熱除去性能計算のまとめ

- ・ギャップ注水することにより、蒸気ドラム逃し安全弁の吹き出し量を低減して、重水系により余熱除去することが可能である。
- ・重水系により余熱除去が促進されると、重水温度が100℃より150℃程度まで上昇する。重水温度が150℃の場合、重水の沸騰を防止するため、重水系の圧力は5 ata程度に加圧する必要がある。
- ・カランドリア管の外圧座屈防止の観点からは、加圧クローズド方式のギャップ注水の場合、内側の圧力も当然上昇しているので、外圧座屈の可能性はなくなる。従って、注水時の重水側圧力制限も、実質的に解消する。



再循環系

注) 上記図は2系統のうち1系統分を示す。

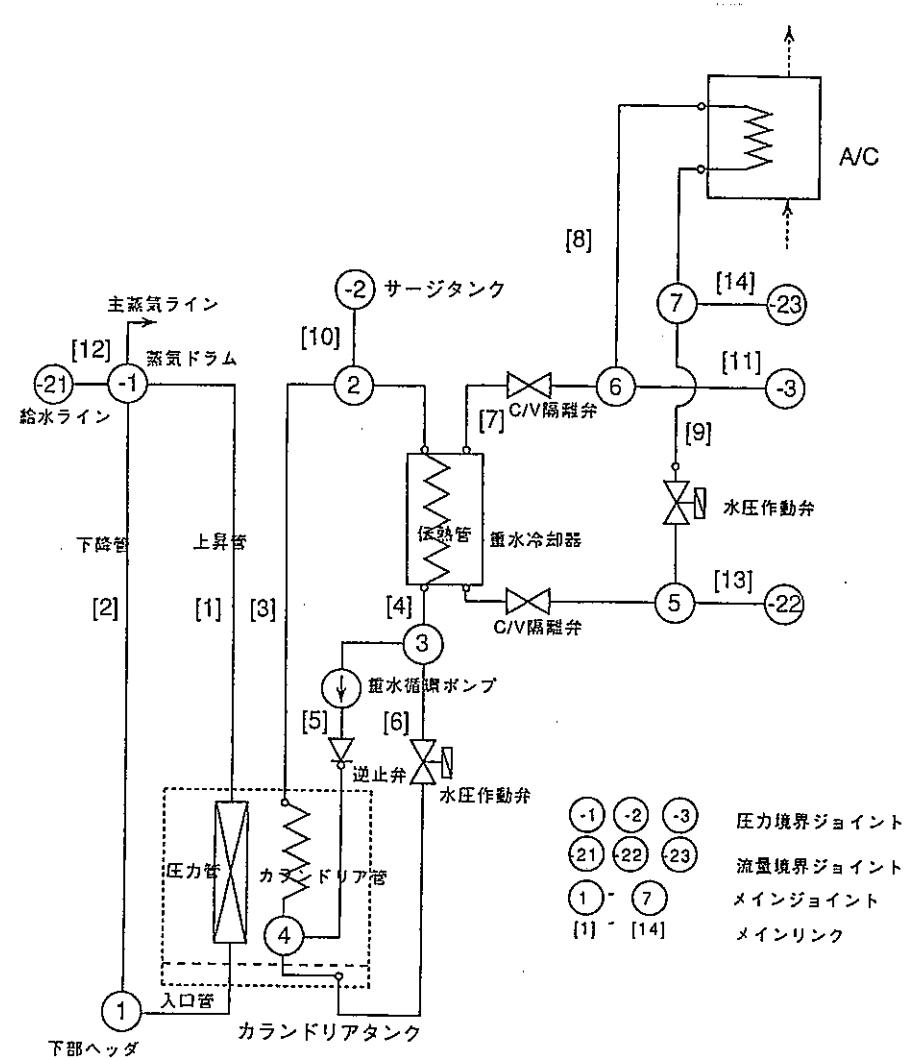


図 2.2.3-1 PS-ATR 原子炉冷却系及び重水冷却系 1次／2次側系統概念と総合解析モデル

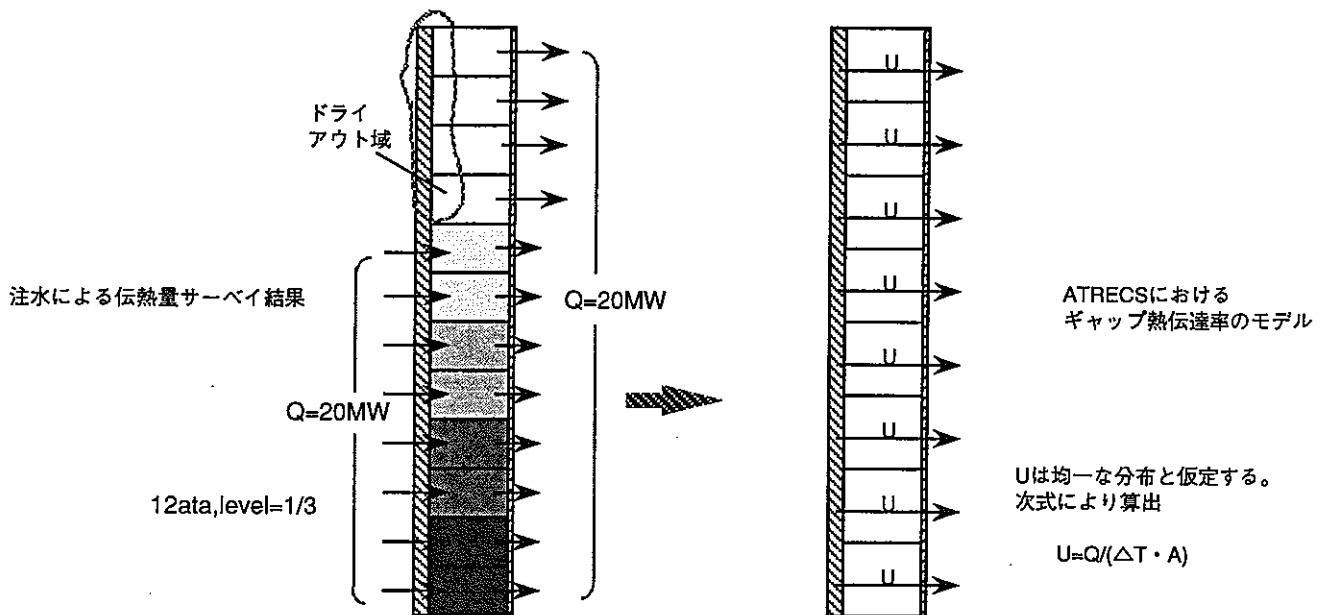


図2.2.3-2 ATRECSにおけるギャップ熱伝達率の適用方法

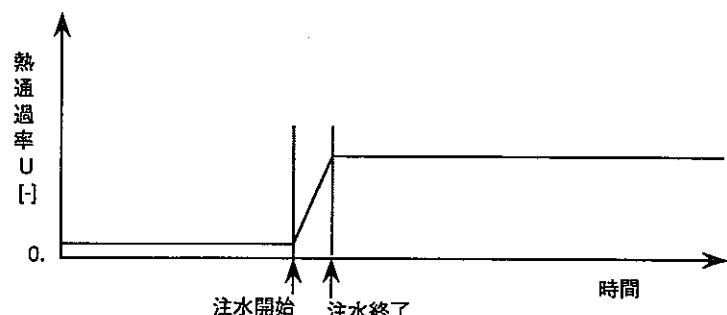


図2.2.3-3(1) ギャップ注水による熱伝達の向上

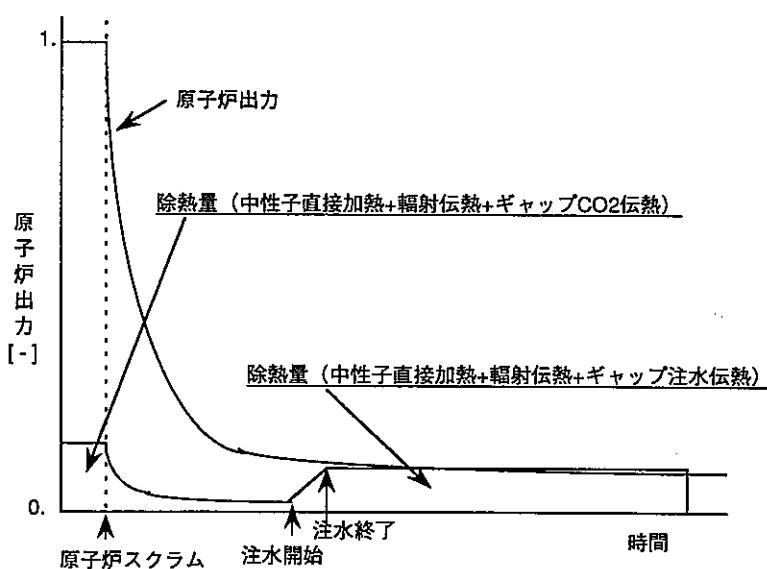


図2.2.3-3(2) 原子炉出力と重水系による除熱量

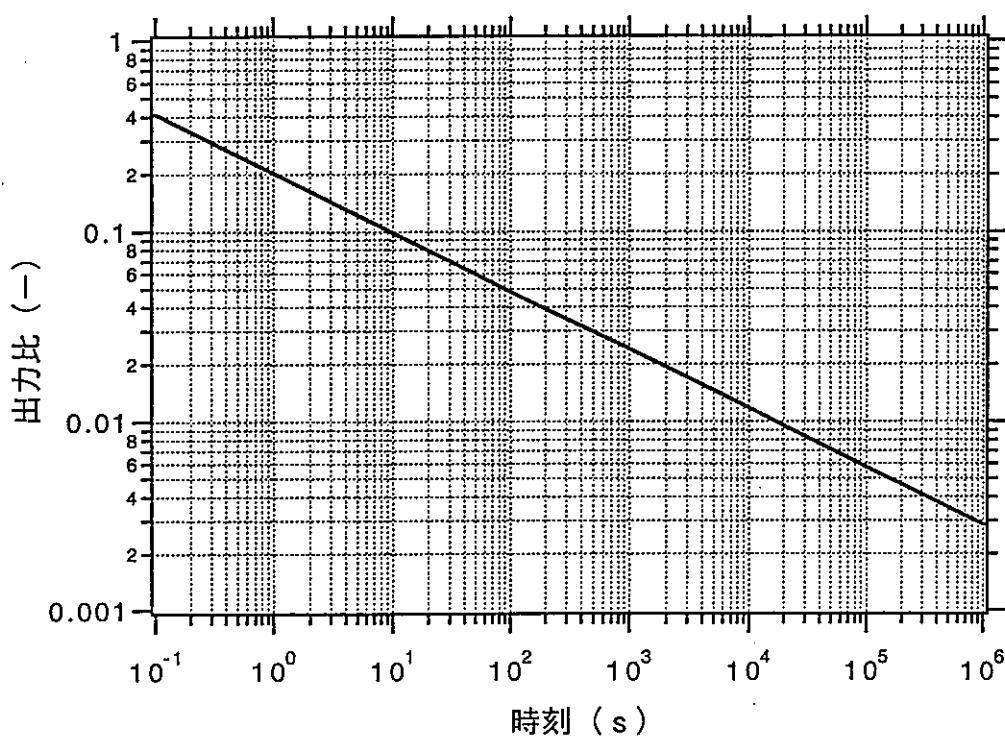


図 2.2.3-4 炉心出力変化（崩壊熱+遅発中性子分）

ここで、改良型ATR検討（安全解析）作業報告書H3年3月LOPA 解析値参照

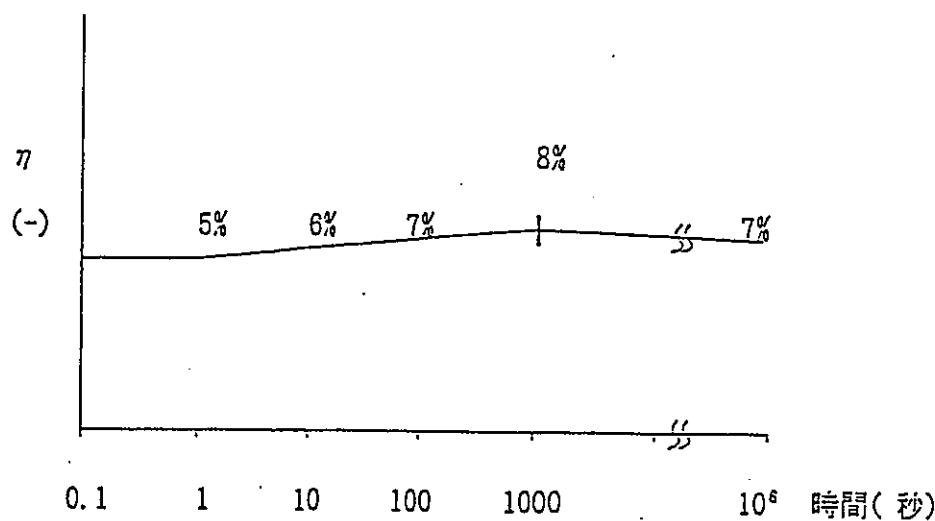
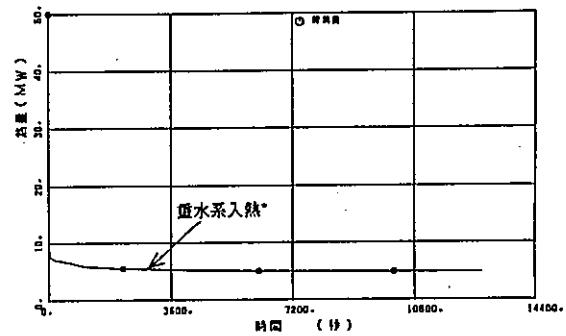
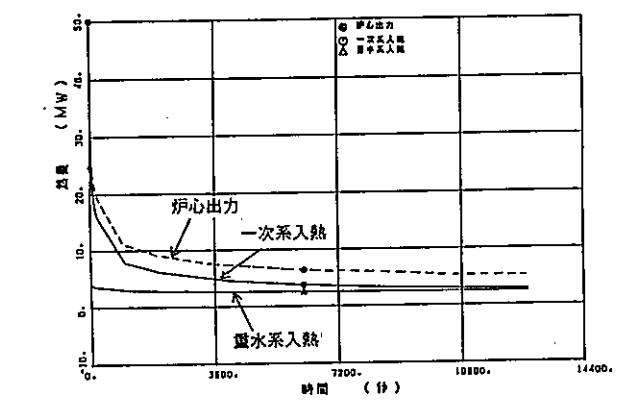


図 2.2.3-5 全崩壊熱に対する中性子等の重水直接加熱割合 ( $\eta$ )



\* 原子炉冷却系2ループ分を重水系1ループで除熱する。

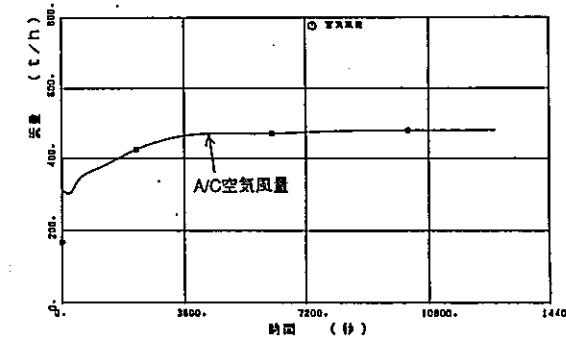
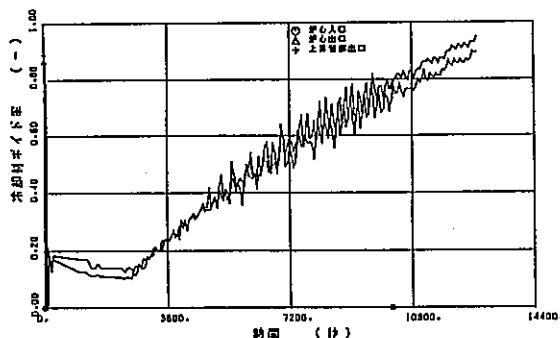
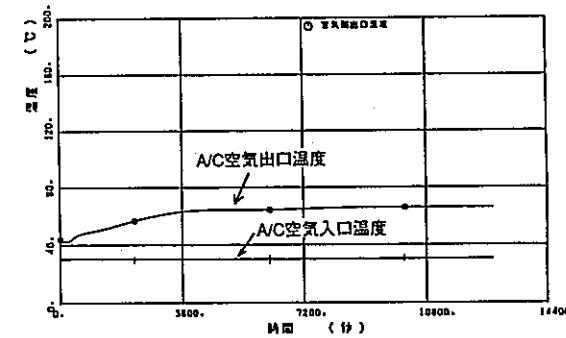
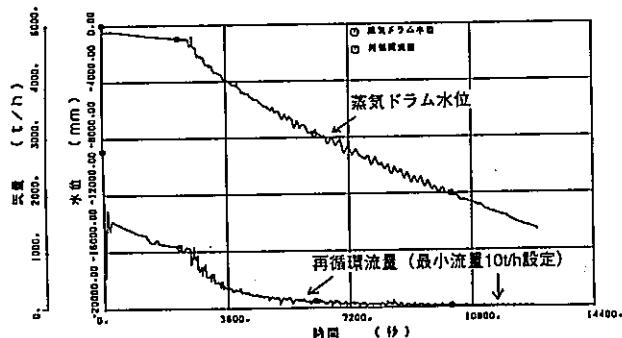
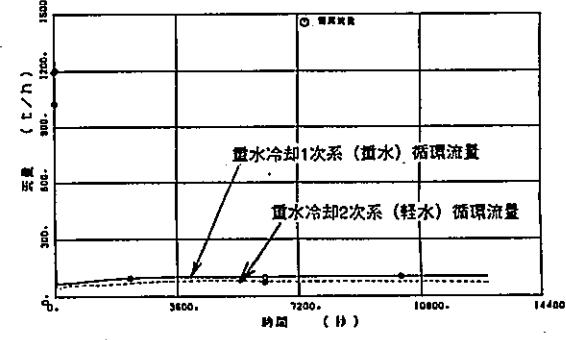
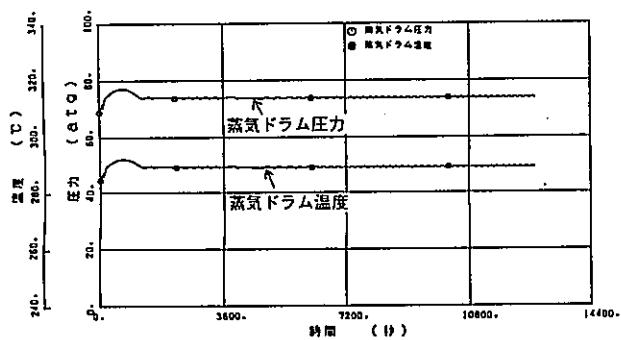
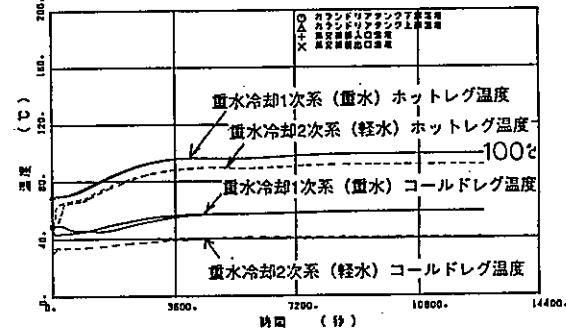
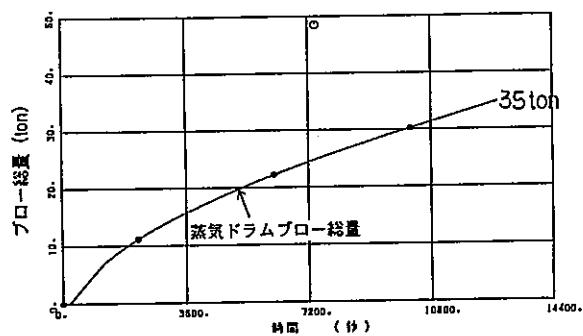


図 2.2.3-6 余熱除去性能パラメータサーベイ結果 (ケース A: 注水なし、A/C 伝熱管 1200 本)

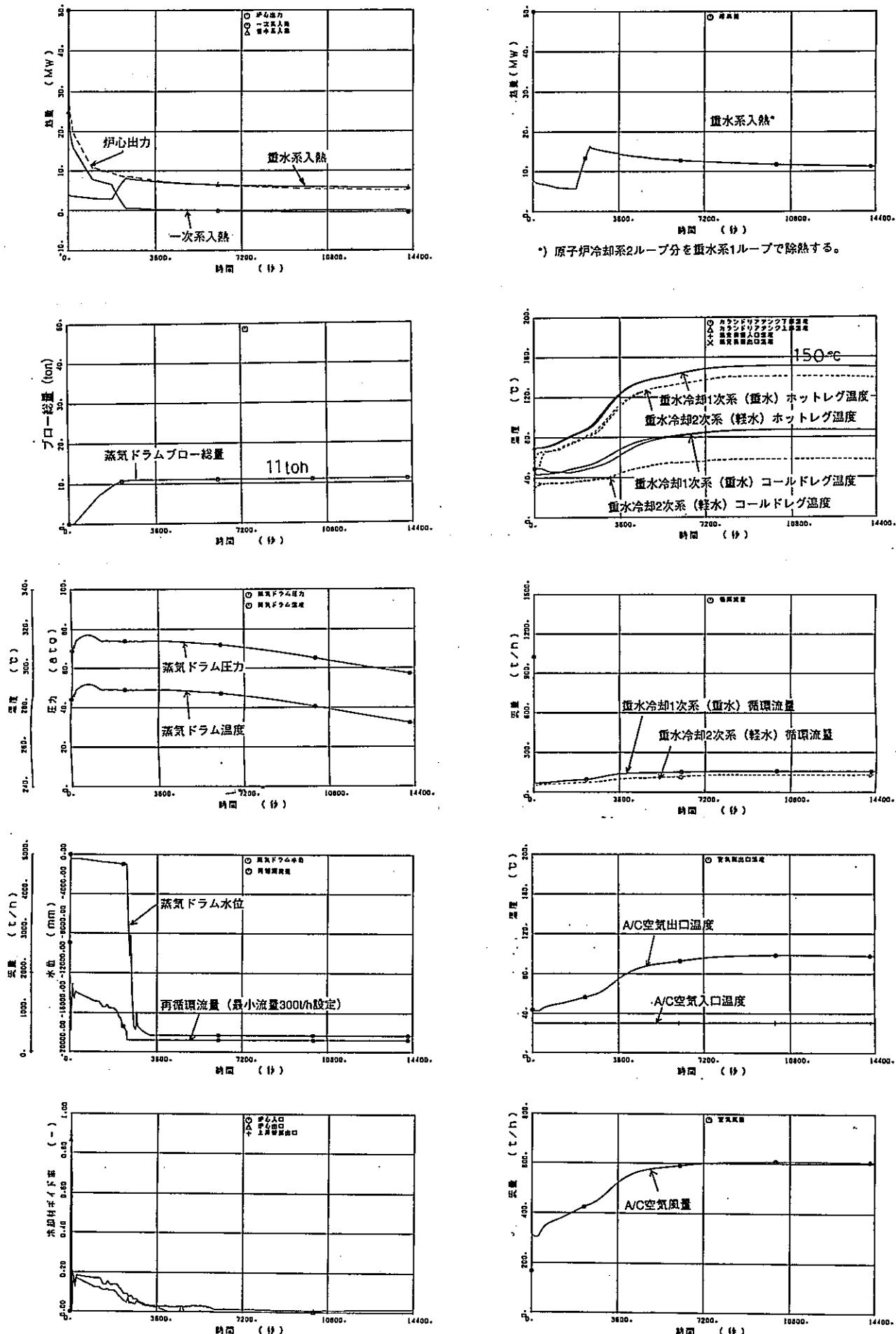
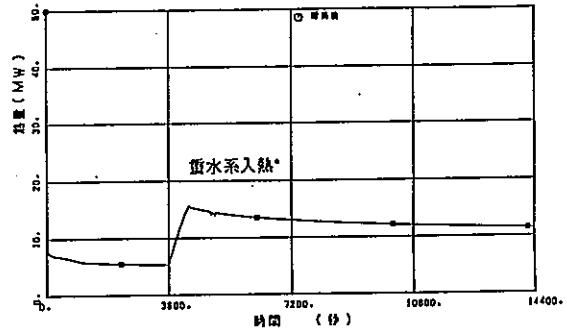
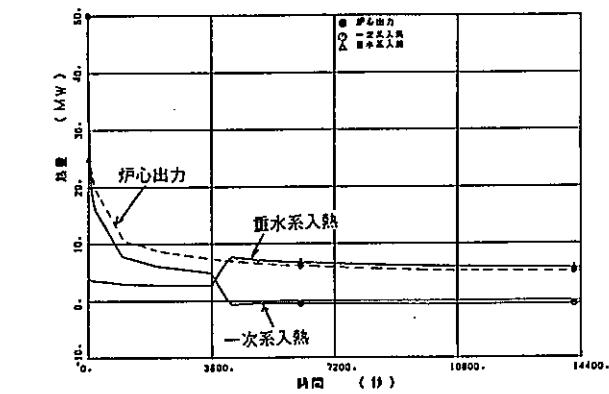


図 2.2.3-7 余熱除去性能パラメータサーベイ結果 (ケース B: 注水開始 1800s、A/C 伝熱管 1200 本)



\*) 原子炉冷却系2ループ分を重水系1ループで除熱する。

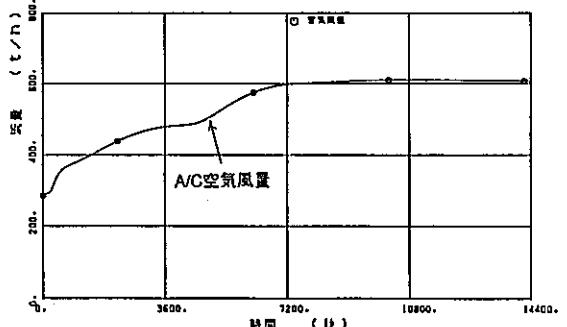
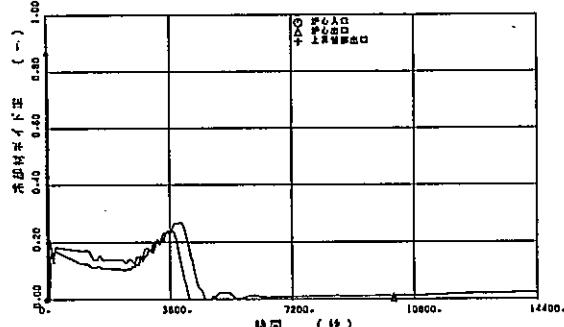
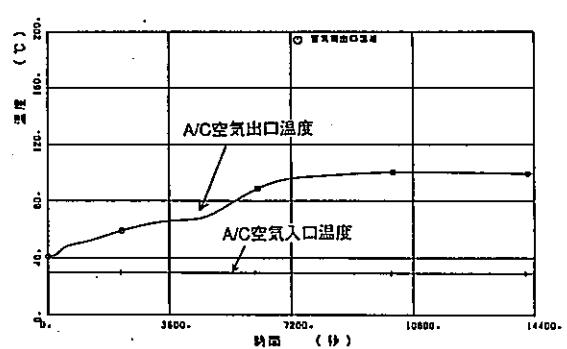
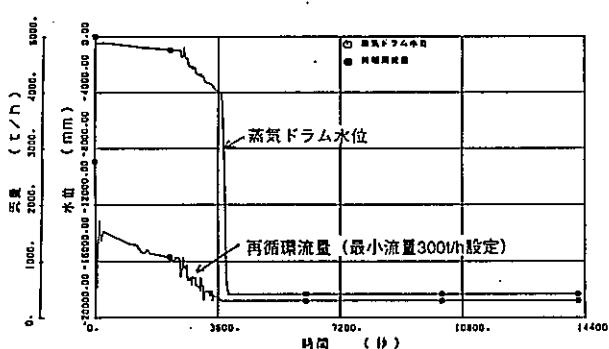
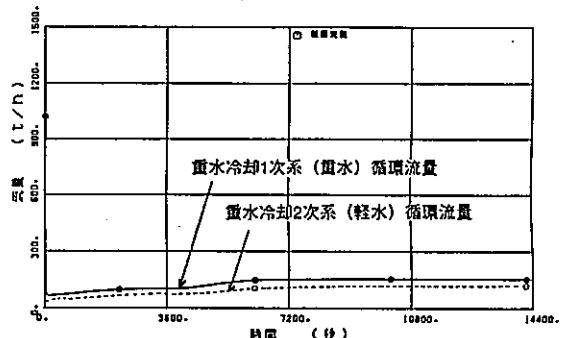
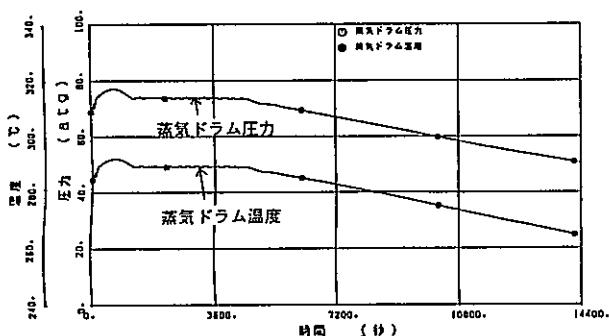
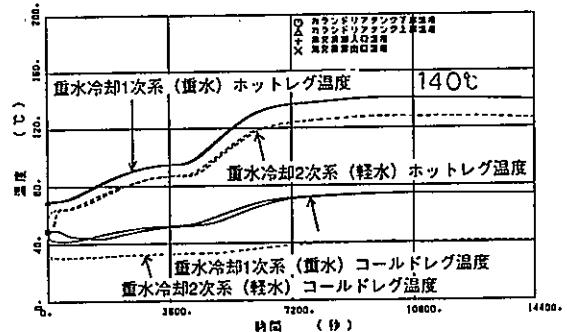
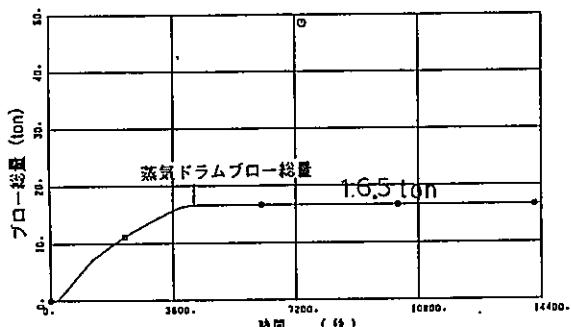


図 2.2.3-8 余熱除去性能パラメータサーベイ結果 (ケース C: 注水開始 3600S、A/C 伝熱管 2400 本)

#### 2.2.4 ギャップ注水方式の構造健全性の検討

ギャップ熱伝達を向上させ、重水系の自然循環を利用して余熱除去を行う方法は、冷却材喪失事故にも、また、他の異常・事故時のも対応できるものとして非常に有効である。ギャップ注水方式の最大の問題は、通常時は炭酸ガス空間であるギャップ部構造材（圧力管、カランドリア管等）の注水による熱応力、熱ショックであると考えられる。ここでは、ギャップ注水時の構造の熱応力等について、先行炉の構造健全性の検討をベースに比較検討し、成立見通しについて考察した。

##### (1) 圧力管ロールドジョイント部

###### (a) 「ふげん」における技術開発の成果

圧力管ロールドジョイント部\*について「ふげん」ではロールドジョイント部の試作開発及び各種試験が実施され、技術開発の成果がまとめられている<sup>7</sup>。

この試験の一環として、熱サイクル試験装置を用いて、高温状態から急速に低温状態にする熱ショック試験が実施され、ロールドジョイント接合部の耐久性が確認されている。

熱ショック試験の仕様は次の通りである。

流体温度 : 100~300°C

流体圧力 : ~92kg/cm<sup>2</sup>

温度降下率 : 20°C/s

回数 : 60 回

\* ) 圧力管本体 (HT-Zr-2.5wt%Nb) と圧力管延長管 (SUS403Mod) との異材接合部は原子炉冷却材圧力バウンダリを構成するが、溶接できないため機械的接合法である圧力管ロールドジョイント法により接合されている。

###### (b) 比較検討

表 2.2.4-1 に上記試験の仕様とギャップ注水方式の熱ショック条件を比較して示す。熱ショック試験は温度差 200°C で 60 回の条件で接合部の耐久性が確認されている。一方、ギャップ注水時はギャップ注水温度 40°C とすると、最大温度差は  $280 - 40 = 240^\circ\text{C}$  であり、試験条件より 40°C 大きいが、場合によっては、ギャップ水を温めて差を小さくすることも考えられる。試験とギャップ注水方式では比較すると、圧力管の内側、外側と条件の差異はあるが、温度差

はほぼ同等であり、コールドショック時の成立性はあると考える。

## (2) 炭酸ガスシール用ベローズ耐圧

2.2.2節の検討よりギャップ注水方式では、注水によりギャップ部の圧力が12ata程度に上昇すると予測される。先行炉をベースにしたベローズ耐圧条件の比較を表2.2.4-2に示す。径の大きなFBR実証炉 IHX ベローズの設計例から考えると、より小さな径の ATR 炭酸ガスシール用ベローズの耐圧を10kg/cm<sup>2</sup>程度まで高めることは十分可能と考えられる。

## (3) まとめ

圧力管ロールドジョイント部のギャップ注水時のコールドショックやギャップ注水時のベローズ耐圧性等の構造健全性の観点からは、ギャップ注水方式は概念として成立するものと判断する。

表2.2.4-1 热ショック条件の比較

ふげん試験	PS-ATR ギャップ注水時
APCI 注水は圧力管内側	ギャップ注水は圧力管外側
熱ショック試験仕様 流体温度 : 100~300°C 流体圧力 : ~92kg/cm <sup>2</sup> 温度降下率 : 20°C/s 回数 : 60回	PS-ATR ギャップ注水時の状態 圧力管 70ata 280°C カランドリア管 5ata 60~80°C であるから、ギャップ注水温度40°Cとすると、圧力管側に最大温度差、280-40=240°Cのコールドショックがかかる。
水は熱伝達率が小さいので温度変化率はあまり効かない。温度差で比較する。	

表2.2.4-2 ベローズ耐圧条件の比較

FBR 実証炉	ATR 実証炉
設計条件 20 Kg/cm <sup>2</sup> (限界 約 50 Kg/cm <sup>2</sup> ) ベローズ径 約 1200mm	設計条件 7Kg/cm <sup>2</sup> (炭酸ガス系の設計条件より推定) ベローズ径 約 120mm

## 2.2.5 炉心ドライアウト時の除熱性能の検討

冷却材喪失時の非常炉心冷却系の合理化検討のため、ギャップ注水した場合のドライアウト時除熱性能を、文献ベース及び簡易モデルにより概略検討する。

### (1) 文献ベース

動燃殿が実施した、36rod 実機形状の燃料集合体の ECCS 無しの LOCA 時の輻射伝熱による除熱特性試験結果が文献<sup>13</sup>にまとめられている。

図 2.2.5-1 に除熱特性試験体と計測温度図を示す。結果は次の通りである。

- (i) 輻射率は、きれいなジルカロイは  $\epsilon = 0.2$ 、酸化ジルカロイは  $\epsilon = 0.82$  (600°C以上で酸化) である。
- (ii) カランドリアギャップ (CO<sub>2</sub>) の熱伝達率は 13W/m<sup>2</sup>K である。
- (iii) 36-rod/3.7m 炉心長の条件で被覆管表面温度が 1200°C の時、出力は 75kW である。

### (2) 簡易モデルによる検討

ドライアウト時、CO<sub>2</sub> 空間のカランドリアギャップに注水した場合ギャップ部熱伝達率が上昇するため、重水による冷却効果が働き圧力管温度が低下し、ひいては被覆管温度も低下するはずである。ここで、輻射伝熱計算の簡易モデルを立て、ドライアウト時の被覆管温度を計算することとした。

図 2.2.5-2 に輻射伝熱計算の簡易モデルを示し、以下に計算式を記した。

#### 輻射伝熱式

$$\dot{Q}_1 = \frac{A_1 f_1 \sigma}{\frac{1}{\epsilon'_1} + \frac{1}{\epsilon'_2} - 1} (T_1^4 - T_2^4) \quad (1)$$

$$\dot{Q}_2 = \frac{A_2 f_2 \sigma}{\frac{1}{\epsilon'_2} + \frac{1}{\epsilon'_3} - 1} (T_2^4 - T_3^4) \quad (2)$$

$$\dot{Q}_3 = \frac{A_3 f_3 \sigma}{\frac{1}{\epsilon'_3} + \frac{1}{\epsilon'_4} - 1} (T_3^4 - T_4^4) \quad (3)$$

最大線出力

$$q_x = [\text{最大線出力}] = \frac{[\text{熱出力}] \times [\text{熱流束割合}] \times [\text{全出力ピーキング係数:目標}]}{[\text{圧力管本数}] \times [\text{燃料ピン本数}] \times [\text{燃料有効長}]} \quad (4)$$

$$q_1 = c_1 \times n_1 \times q_x \quad (5)$$

$$q_2 = c_2 \times n_2 \times q_x \quad (6)$$

$$q_3 = c_3 \times n_3 \times q_x \quad (7)$$

ドライアウト時、平衡状態では、輻射伝热量と炉心発熱量は次式となる。

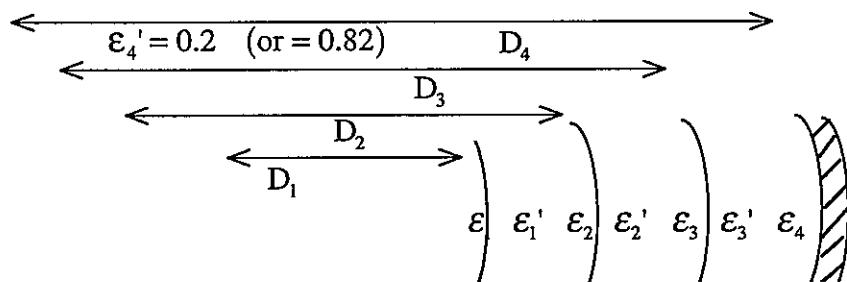
$$\dot{Q}_1 = q_1 \quad (8)$$

$$\dot{Q}_2 = q_1 + q_2 \quad (9)$$

$$\dot{Q}_3 = q_1 + q_2 + q_3 \quad (10)$$

ここで、

- ・形態係数  $f_1 = f_2 = f_3 = 1$  とする。
- ・ $\sigma = 5.6687 \times 10^{-8} \text{ W/m}^2\text{K}^4$  (ステファン・ボルツマン定数)
- ・輻射率  $\varepsilon'_1 = \varepsilon_2 = \varepsilon'_2 = \varepsilon_3 = \varepsilon'_3 = 0.82$



$$\left. \begin{array}{l} \cdot A_1 = \frac{\pi}{4} D_1 \\ A_2 = \frac{\pi}{4} D_2 \\ A_3 = \frac{\pi}{4} D_3 \\ A_4 = \frac{\pi}{4} D_4 \end{array} \right\} \text{面積 (内側基準)}$$

・発熱割合 (出力密度)

$$C_1 : C_2 : C_3 = 1 : 1 : 1$$

・本数  $n_1 = 4$  本

$$n_2 = 8 \text{ 本}$$

$$n_3 = 16 \text{ 本}$$

・ $T_4 = T_{BC}$  (保守的に、境界温度=300°Cと仮定する)

$$\cdot z_1 = \frac{A_1 f_1 \sigma}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1}{\varepsilon_2} - 1} \quad , \quad z_2 = \frac{A_2 f_2 \sigma}{\frac{1}{\varepsilon_2} + \frac{1}{\varepsilon_3} - 1} \quad , \quad z_3 = \frac{A_3 f_3 \sigma}{\frac{1}{\varepsilon_3} + \frac{1}{\varepsilon_4} - 1} \quad \text{と}$$

おくと、

$$(1) \text{ 式より } (T_1^4 - T_2^4) = \frac{q_1}{z_1} \quad (11)$$

$$(T_2^4 - T_3^4) = \frac{q_1 + q_2}{z_2} \quad (12)$$

$$(T_3^4 - T_{BC}^4) = \frac{q_1 + q_2 + q_3}{z_3} \quad (13)$$

従って、未知数  $T_1, T_2, T_3$  は (11), (12), (13) の 3 方程式より求まる。

(11)+(12)+(13) より

$$T_1^4 = T_{BC}^4 + \frac{q_1}{z_1} + \frac{q_1 + q_2}{z_2} + \frac{q_1 + q_2 + q_3}{z_3} \quad (14)$$

(12)+(13) より

$$T_2^4 = T_{BC}^4 + \frac{q_1 + q_2}{z_2} + \frac{q_1 + q_2 + q_3}{z_3} \quad (15)$$

(13)式より

$$T_3^4 = T_{BC}^4 + \frac{q_1 + q_2 + q_3}{z_3} \quad (16)$$

上記計算式に従い、ドライアウト時の被覆管温度を出力をパラメータとして計算し、計算値を図 2.2.5-3 にまとめ、計算過程は添付にまとめた。

計算結果は、ドライアウト時の被覆管温度のクライテリアを 1200°C とすると、ギャップ注水したにも係わらず上限出力は  $16 \text{ kW}/(28.\text{ピ}\cdot\text{ン} \times$

2.7m)にとどまり、ホットチャンネルの0.5 %出力値相当となる。ここで、実験値はギャップがCO<sub>2</sub>ガス空間で圧力管温度が900°Cであるのに対し、ギャップ注水で圧力管温度を300°Cに仮定したにもかかわらず、実験値の方が上限出力が高い。

従って、簡易モデルは非常に保守的なモデルであると言える。現実的に評価するためには、内層から外層、内層から圧力管の直接輻射を考慮する等、モデルの高度化が必要であることが分かった。

このため、LOCA ドライアウト時の評価は文献ベースで検討することとした。文献 ((36-rod/3.7m) 実験値) より、PS-ATR の燃料形状(28-rod/2.7m)の輻射伝熱量を0次近似で換算した結果を表 2.2.5-1 にまとめた。

### (3) まとめ

燃料ドライアウト時の被覆管温度のクライテリアを1200°Cとし、炉心スクラン後、輻射伝熱で除熱可能となる時間を概略検討した。

#### a) 文献（実験値）ベース

・ギャップはCO<sub>2</sub>空間、上限出力は75 kW／1体=75 kW/(36-rod/3.7m)である。ふげんホットチャンネルの被覆管温度1200°Cを下回るのは、75 kW/4000 kW=1.875 %出力であり、図 2.2.3-4 を参照すると、約2400秒以降となる。

(注\* ふげんホットチャンネル出力=定格時出力／圧力管本数×RPF  
=557.E3/224×1.6=2490×1.6=4000 kW／1体)

#### b) ギャップ注水した場合を考慮し、簡易モデルを立てて計算した。

・結果は期待に反して、ホットチャンネルの被覆管温度が1200°Cを下回るのは、0.5 %相当値にとどまった。ギャップ注水した場合は少なくとも a) より良くなるはずであるが、簡易モデルは非常に保守的であった。

このため、LOCA 時の評価は文献ベースで検討することとした。

#### c) 文献 ((36-rod/3.7m) 実験値) から PS-ATR の燃料形状(28-rod/2.7m)の輻射伝熱量を換算した。

・表 2.2.5-1 より、ホットチャンネルの被覆管温度が1200°Cを下回るのは 54.7kW (2.2%) 出力であり 1500 秒以降となる。

- ・従って、ドライアウト時の炉心冷却は、少なくとも 1500 秒までは重水冷却以外の冷却対策が必要となる。
- ・1500 秒以降は被覆管温度が 1200°C 以下となり、炉心の冷却はギャップ注水による重水冷却系による余熱除去が可能と言える。

表2.2.5-1

ドライアウト時の輻射伝熱量（実験値ベース）

inner clad Temp(°C)	実験値 輻射伝熱量 (kW/1体) =(kW/36rod/3.7m)	PS-ATR 向 の 換 算 値 <sup>*</sup>			
		<sup>**</sup> 0次近似換算値 輻射伝熱量 (kW/1体) =(kW/28rod/2.7m)	<sup>***</sup> ホットチャンネルの 出力比(%)	スクラム後の 経過時間(s)	スクラム後の 経過時間(h)
1200	75	54.7	2.2%	1500	0.4
1000	42	30.6	1.2%	10000	2.8
800	21	15.3	0.6%	90000	25.0

注\* PS-ATR

ホットチャンネルの定格時出力 (kW/1体)

=定格時炉心熱出力×RPF/圧力管本数 (RPF=1.6はふげんと同じとする)

$$=1000 \times 1000 \times 1.6 / 640 = 2500$$

\*\*

$$=75 \times 2.7 / 3.7 = 54.7(\text{kW/1体}) \quad (\text{スクラム後の輻射伝熱特性は} 28\text{rod}, 36\text{rod} \text{で同じと考える。})$$

\*\*\*

$$=54.7 / 2500.0 \times 100 = 2.2\% \quad (\text{図2.2.3-4を参照し、出力比-時間換算した})$$

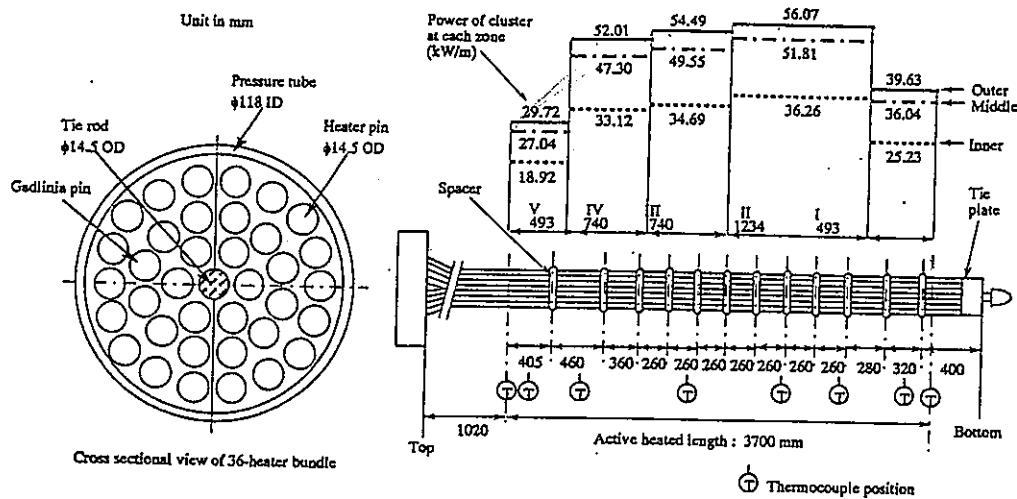


Fig. 2 Power distribution of 36-rod high power heater

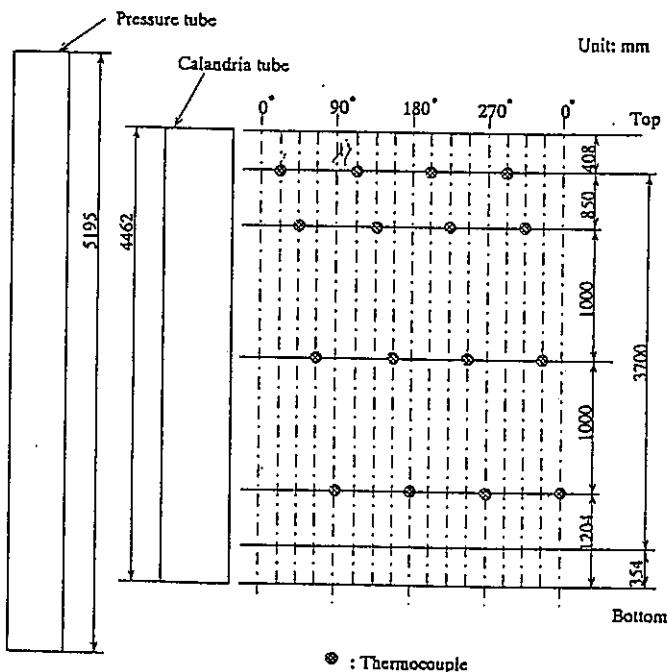


Fig. 3 Thermocouple positions on pressure tube and calandria tube

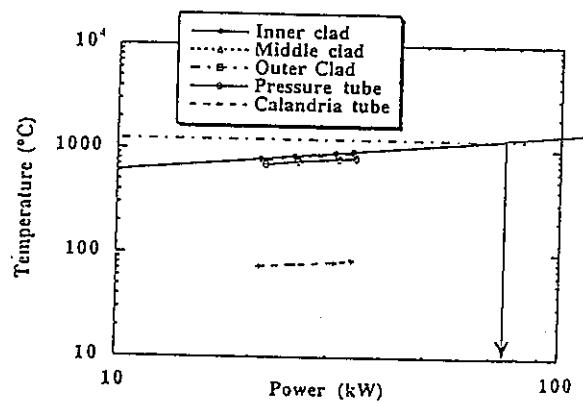


Fig. 4 Measured temperature for dumped condition

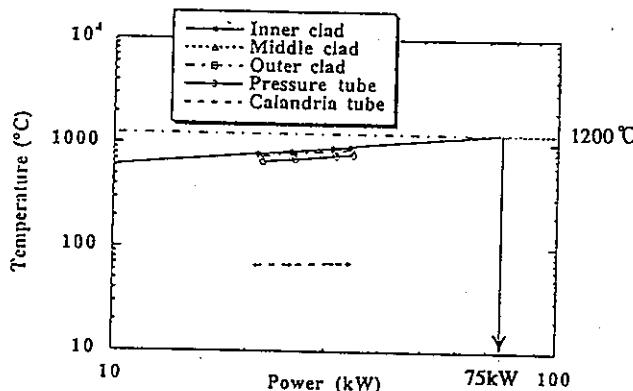
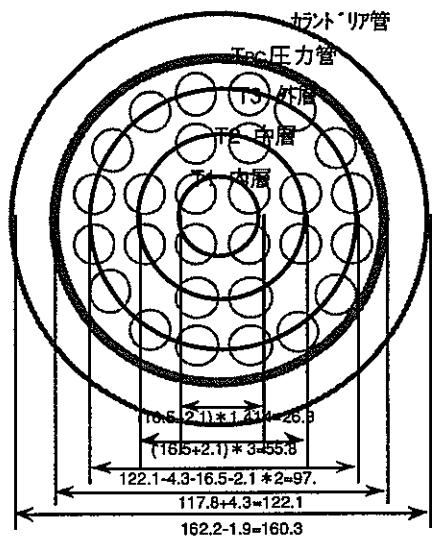


Fig. 5 Measured temperature for full water level

図 2.2.5-1 輻射伝熱による熱除去特性（36rod 燃料集合体）試験



燃料要素数 28本  
燃料有効長さ 2.7m  
 $1000\text{MWt}/640\text{体} = 1.56\text{MWt}/1\text{体}$

図2.2.5-2 燃料断面（ふげんをベース）

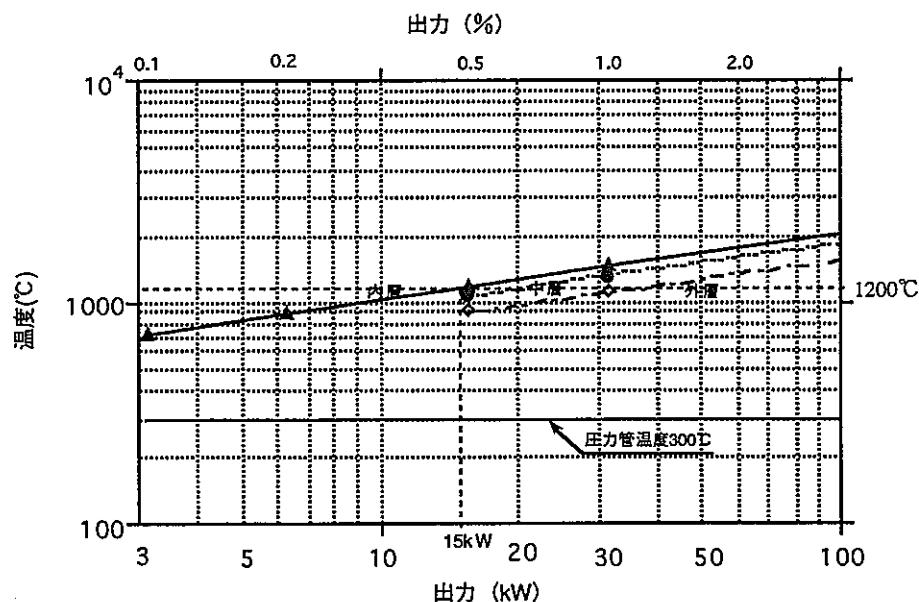


図2.2.5-3 ドライアウト時の出力と被覆管温度（簡易モデル）

<計算>

$$q_x = [\text{最大線出力}] = \frac{[\text{熱出力}] \times [\text{熱流束割合}] \times [\text{全出力ピーキング係数:目標}]}{[\text{圧力管本数}] \times [\text{燃料ピン本数}] \times [\text{燃料有効長}]}$$

$$\begin{aligned} q_x &= 1000 \times 10^3 (\text{kW}) \times \frac{1 \times 2}{640 \times 28^{\text{pin}} \times 2.7^m} \\ &= 1 \times 10^6 \times \frac{1}{4.84 \times 10^4} \times 2 = 20.66 \times 2 (\text{kW/m} \cdot \text{pin}) \end{aligned}$$

$$\therefore q_1 = c_1 \times n_1 \times q_x = 1 \times 4 \times 20.66 \times 2 = 82.64 \times 2 (\text{kW/m})$$

$$q_2 = c_2 \times n_2 \times q_x = 1 \times 8 \times 20.66 \times 2 = 165.28 \times 2 (\text{kW/m})$$

$$q_3 = c_3 \times n_3 \times q_x = 1 \times 16 \times 20.66 \times 2 = 330.56 \times 2 (\text{kW/m})$$

$$A_1 = \frac{\pi}{4} D_1 = \frac{\pi}{4} \times 0.0263 = 0.0207$$

$$A_2 = \frac{\pi}{4} D_2 = \frac{\pi}{4} \times 0.0558 = 0.0438$$

$$A_3 = \frac{\pi}{4} D_3 = \frac{\pi}{4} \times 0.097 = 0.0762$$

$$A_4 = \frac{\pi}{4} D_4 = \frac{\pi}{4} \times 0.1221 = 0.0959$$

$$z_1 = \frac{0.0207 \times 1 \times 5.6687 \times 10^{-8} \times 10^{-3}}{\frac{1}{0.82} + \frac{1}{0.82} - 1} = \frac{1.173 \times 10^{-12}}{1.44} = 8.154 \times 10^{-13}$$

$$z_1 = \frac{0.0438 \times 1 \times 5.6687 \times 10^{-8} \times 10^{-3}}{\frac{1}{0.82} + \frac{1}{0.82} - 1} = 1.725 \times 10^{-12}$$

$$z_1 = \frac{0.0959 \times 1 \times 5.6687 \times 10^{-8} \times 10^{-3}}{\frac{1}{0.82} + \frac{1}{0.82} - 1} = 3.778 \times 10^{-12}$$

$$\begin{aligned} T_1^4 &= T_{BC}^4 + \left( \frac{82.64}{8.154 \times 10^{-13}} + \frac{82.64 + 165.28}{1.725 \times 10^{-12}} + \frac{82.64 + 165.28 + 330.56}{3.778 \times 10^{-12}} \right) \times 2 \\ &= (573)^4 + (1 \times 10^{14} + 1.437 \times 10^{14} + 1.796 \times 10^{14}) \times 2 \\ &= 1.078 \times 10^{11} + 8.466 \times 10^{14} \quad (\text{出力 } 100\% \text{ 時}) \end{aligned}$$

簡易モデルによる値

ホットチャンネル出力 (kW/1体)	出力割合Q (%)	圧力管温 度 $T_{BC}$ (K)	$T_1^4$	$T_1$ (K)	内層被覆管 $T_1$ (°C)	実験値 (kW/1 体)
3125	100	573	$8.467 \times 10^{14}$	5394	5121	
31.3	1.0	573	$8.574 \times 10^{12}$	1711	1438	≈86kW
15.6	0.5	573	$4.342 \times 10^{12}$	1444	1170	
6.3	0.2	573	$1.801 \times 10^{12}$	1158	885	
3.1	0.1	573	$9.544 \times 10^{11}$	988	715	

$$T_2^4 = T_{BC}^4 + (1.437 \times 10^{14} + 1.796 \times 10^{14}) \times 2$$

100%	$T_2 = (1.078 \times 10^{11} + 6.466 \times 10^{14})^{1/4} = 5042 \text{ K}$	4769°C
1%	$T_2 = (1.078 \times 10^{11} + 6.466 \times 10^{12})^{1/4} = 1601 \text{ K}$	1328°C
0.5%	$T_2 = (1.078 \times 10^{11} + 3.233 \times 10^{12})^{1/4} = 1351 \text{ K}$	1078°C

$$T_3^4 = T_{BC}^4 + 1.796 \times 10^{14} \times 2$$

100%	$T_3 = (1.078 \times 10^{11} + 3.592 \times 10^{14})^{1/4} = 4353 \text{ K}$	4080°C
1%	$T_3 = (1.078 \times 10^{11} + 3.592 \times 10^{12})^{1/4} = 1387 \text{ K}$	1114°C
0.5%	$T_3 = (1.078 \times 10^{11} + 1.796 \times 10^{12})^{1/4} = 1174 \text{ K}$	901°C

## 2.2.6 事故時の有効性

### (1) 検討

ギャップ注水方式と重水系による余熱除去方式の事故時の有効性を検討する。

#### a. 全電源喪失時

2.2.3 節の全電源喪失時の余熱除去特性解析の検討結果より、ギャップ注水することにより、蒸気ドラム逃し安全弁の吹き出し量を小さく限定し、重水系により余熱除去することが可能（目安値として、スクラム後30分以降の余熱除去）であると言える。

#### b. 入口管破断時（小LOCA）

入口管が破断した場合、破断チャンネルの冷却が問題となる。燃料は1次系の圧力が高いうちには流出蒸気により冷却されるが、圧力が低下するとその流量が低下し（破断後1600秒以降<sup>9</sup>）破断チャンネルの燃料温度が上昇する可能性がある。この場合、ギャップ注水でギャップ部の熱伝達率が向上することにより重水による冷却が期待される。

なお、2.2.5 節のドライアウト時の検討より、炉心スクラム後1500秒以降は、輻射伝熱により燃料表面温度は1200°C以下になると推定され、基準を満足する。

#### c. 下降管破断時（大LOCA）

下降管破断時は圧力の低下が速く、1次側の圧力は格納容器内圧まで短時間で低下して1次側沸騰温度は120°C程度になると考えられる。この場合、ギャップ注水による熱伝達率の上昇にもかかわらず、重水側との温度差が小さくなるため、重水系による余熱除去の割合は小さくなる。

以下の概略検討より、大LOCA時、重水系だけで長期的に余熱除去が可能なとなるのは1.7day以降と推定される。

#### <大LOCA時の重水系による除熱量の概略検討>

大LOCA時ECCSにより炉心は水没にされ、1次系の冷却材圧力／温度を3ata／120°C、空気温度を30°Cとする。一方、2.2.3 節の全電源喪失時の余熱除去特性解析より、3600秒で1次系の冷却材圧力／温度を、70ata／

280°Cで除熱量は15MWである。ここで、重水系の余熱除去量は1次系の冷却材温度と空気入口温度差に比例すると考え、大LOCA時の重水系の余熱除去量（x）を全電源喪失解析の値より以下に概算した。

$$(1\text{ 次系の冷却材温度} - \text{空気入口温度}) : \text{重水系の余熱除去量}$$

$$= (280^\circ\text{C} - 30^\circ\text{C}) : 15\text{MW} = (120^\circ\text{C} - 30^\circ\text{C}) : x\text{MW}$$

$$\therefore x = 5.4\text{ MW}$$

5.4 MW は定格出力の 0.54% であり、図 2.2.3-4 より、150000 s = 41.7

h = 1.7 day に相当する。

## (2) まとめ

ギャップ注水方式と重水系による余熱除去方式は、全電源喪失事故時に非常に有効である。

小LOCA時は、破断初期の破断チャンネルの冷却効果が期待される。

また、小／大LOCA時、炉心水浸け後の長期的な余熱除去が期待される。

### 3. プラントシステム概念の構築

#### 3.1 プラント構想の検討

「中小型A T Rパッシブ安全炉」の安全上の特徴を生かすプラント概念について検討し、プラント構想を定める。

##### 3.1.1 「中小型A T Rパッシブ安全炉」の安全上の特徴

- (1) 圧力管型の原子炉のため、蒸気ドラム～燃料下部の間の高低差を大きくとれるため、自然循環力が大きな再循環システムが可能となる。
- (2) カランドリアタンク内の低温の重水による異常・事故時の残留熱の除熱の可能性がある。
- (3) 圧力管は、各々の出入口管により接続されるため、原子炉冷却系を2ループとした場合、それぞれを独立の系統構成とすることができます。したがって事故時の安全系の容量の低減の可能性がある。

ただし、3.1.2 の（2）の項の検討に示すよう本炉では独立2ループとする有効性が少ないことがわかり1ループの構成とした。

### 3.1.2 原子炉冷却系の基本構成

#### (1) 冷却材再循環方式

従来の検討結果に示す通り、通常運転時においても自然循環による再循環方式とする。

#### (2) ループ数

ふげんの設計のように独立2ループとするか、又は1ループとするかについて「中小型A T Rパッシブ安全炉」で比較検討する。

以下の理由により「中小型A T Rパッシブ安全炉」では、独立2ループとする利点が少ない。

1)圧力管内部破断を想定すると、重水系の自然循環除熱が不可能となり健全ループも破断モードと同じように、減圧→注水→格納容器冷却系による崩壊熱除去に移行させる。

2)重水系の故障でパッシブな崩壊熱除去がおこなえない場合は、実際には、タービン復水器での除熱や炉浄化系での除熱が可能であるが、パッシブな崩壊熱除去を可能とするためには、破断モードと同じように減圧→注水→格納容器冷却系による崩壊熱除去が可能なようにしておく必要がある。

上記1), 2)の機能を満たすためには、非常炉心冷却系の容量は、独立2ループ構成でも、ループごとに1/2炉心分の容量をもつ(1/2炉心分容量×2)必要がある。

以上の観点も含めて、2ループ案と1ループ案の比較表3.1-1に示す。

独立2ループ案は、原子炉格納容器の設計圧力を考える上では1/2炉心分の保有水量を考えれば良いが、他については容量は同じで、独立2ループに対応して系統を区分して注水弁などの動的機器はループごとに多重化が要求される。

以上から「中小型A T Rパッシブ安全炉」では、独立2ループとする利点が少ないため、シンプルな構成となる1ループ案を採用する。

表 3.1-1 原子炉冷却系ループ数の比較

○ 両者同じ

○↓ やや劣る

△ 劣る

	2 ループ案		1 ループ案	
1. 原子炉冷却系 (1) 蒸気ドラム (2) 下部ヘッダ	2 基 2 基	△ or ○	1 基 or 2 基 (配置上及び蒸気ドラム必要保有水から 2 基設置の可能性あり) 1 個 (リングヘッダ)	○
2. 崩壊熱除去系 (1) 容量 (2) 事故時の健全ループの冷却	2 ループ分の容量が必要 ギャップ注水: 各ループごとに必要 (2 系統)	○ ○↓	2 ループ分の容量が必要 ギャップ注水: 1 系統で可	○ ○
3. 非常炉心冷却系 (1) 蓄圧注水系  (2) 減圧系 ○ 減圧弁個数 ○ 蒸気放出フルーレ容量  (3) 重力落下低圧注水系	1/2 炉心分容量 × 2 (蓄圧器, 注水弁は, 2 ループ分必要)  2 個以上 / ドラム × 2 (容量は 1/2 炉心分) 1/2 炉心分 × 2 = 1/1 炉心分  炉心水づけに必要な量 (ただし注水弁は 2 ループ分必要)	○↓ ○↓	1/1 炉心分容量  2 個以上 / ドラム (ただし容量は 1/1 炉心分) 1/1 炉心分の容量  炉心水づけに必要な量	○ ○ ○
4. 原子炉格納容器 設計圧力 原子炉格納容器冷却系	1/2 炉心分の保有水量 " 冷却容量 × 2	○ ○	1/1 炉心分の保有水量 " 冷却容量	△ ○
総合評価	容量的にメリットは少なく系統が複雑化する。	○↓	シンプルな構成となる。	○

### 3.1.3 燃料交換方式

燃料交換方式については、「ふげん」で行なわれている下部交換方式又はSGHWRで採用された上部交換の方式がある。

パッシブ炉では、配管破断時にパッシブな炉心冷却を確保するため、炉心を水づけにできる設計が望ましい。

#### (1) 下部交換方式 (図3.1-1参照)

炉心をできるだけ低所に配置してしかも燃料交換を可能とするためには、下記のように燃料交換スペース部を下部にもった格納容器としてしかも、炉心の水づけを可能にするため燃料交換スペースに水を満たした構造とする必要がある。

したがって燃料交換機も水中可動の方式とする必要がある。

以上の点をのぞけば、その他の技術はふげんの技術が流用可能である。

#### (2) 上部交換方式 (図3.1-2参照)

SGHWRで採用されている方法で、図3.1-2に示すように燃料を上部から交換する方法である。

上から交換する場合に「ふげん」と大きな相異点が生じるものは以下の通りである。

##### 1) 制御棒及び制御棒駆動装置

「ふげん」は制御棒を上部より重水タンク中に挿入して、ワイヤドラムの駆動装置により上下させ、重力落下方式でスクラムをさせている。しかし本機では上部にそのスペースがとれないため、制御棒の形式や駆動機構の変更が必要となる。

##### (例)

- 液体ポイズン管
- フロート式制御棒 (図3.1-3参照)

##### 2) 圧力管交換方式

上部からの交換となる。(ただし技術的には大きな問題なし)

### 3) 中性子検出器

カランドリアタンクの横より挿入する。

又は炉心が 2.7mと短くなつたため、圧力管の上部延長管を長くして中性子検出器駆動に必要なスペースを確保することも可能である。

以上の比較から、制御棒及び制御棒駆動装置については開発要素があるものの、配管破断時炉心の水づけが容易で、パッシブなシステムで炉心冷却が可能な上部よりの燃料交換式を採用する。

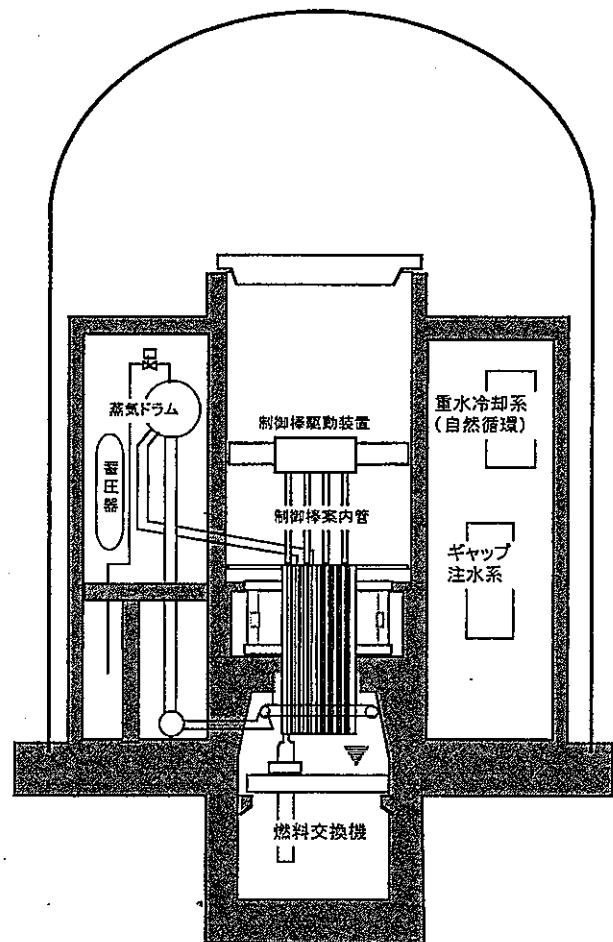


図3.1-1 燃料交換機下部配置案

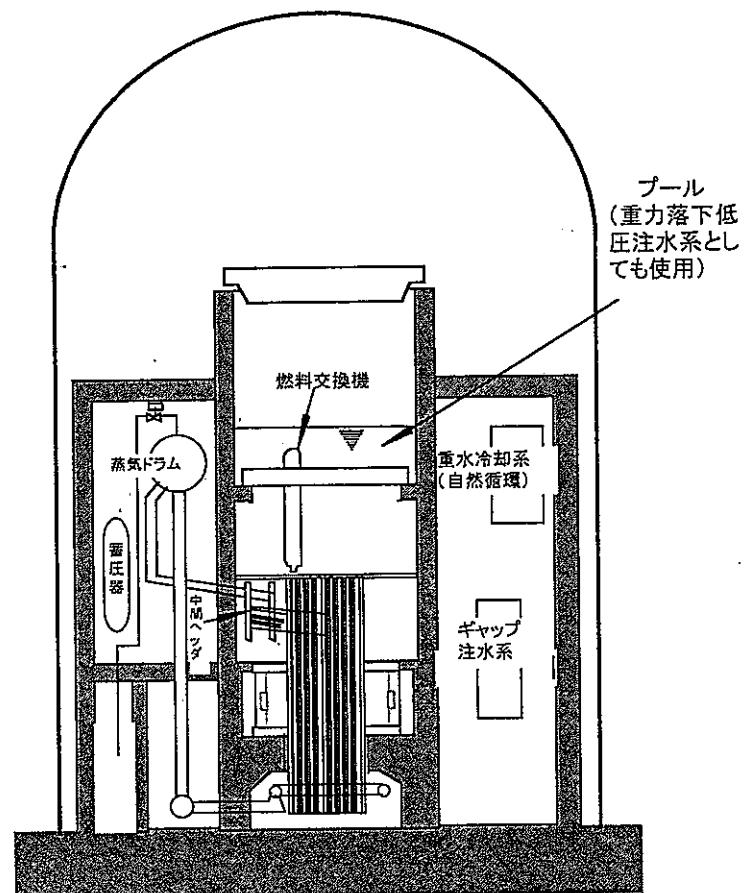


図3.1-2 燃料交換機上部配置案

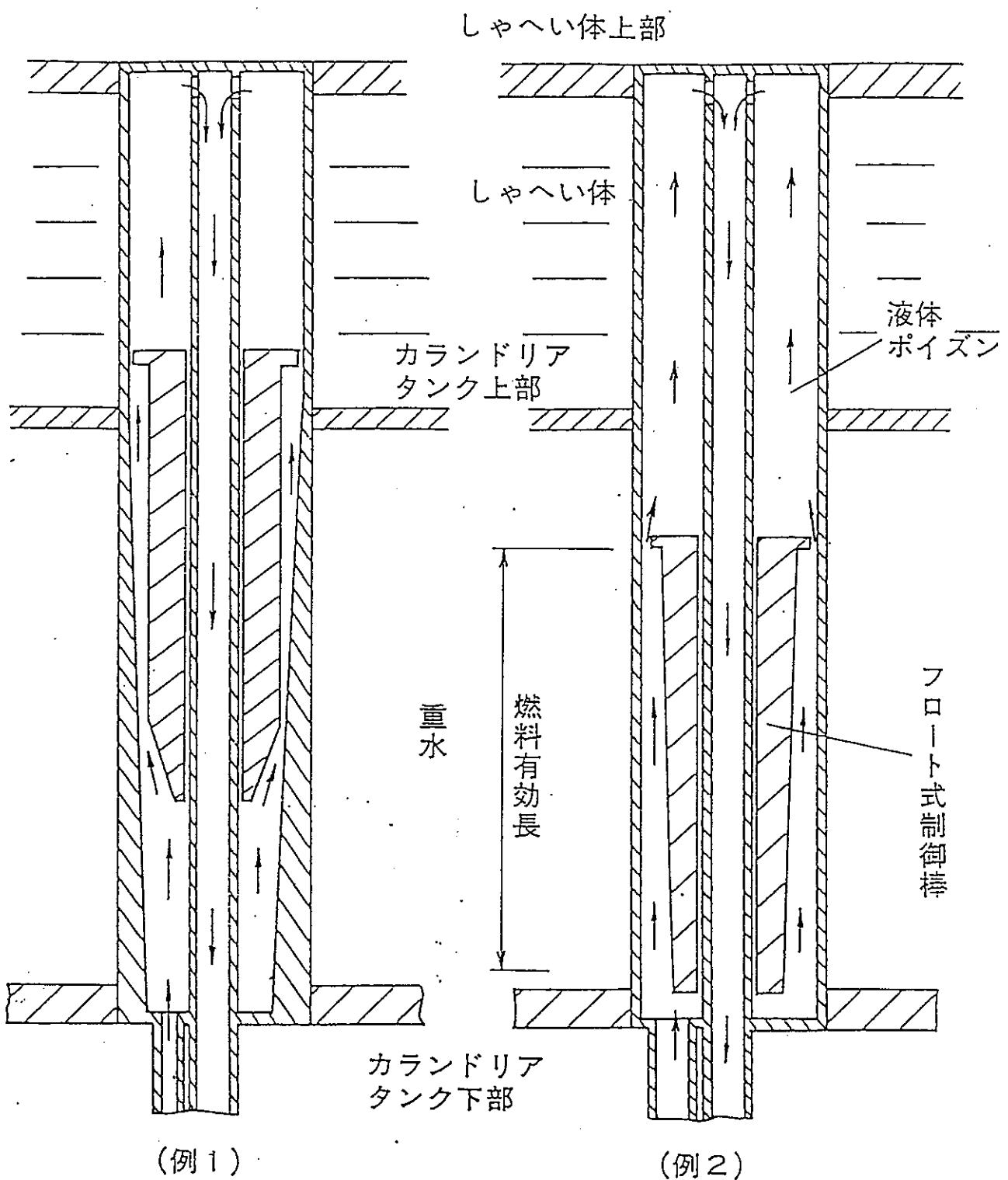


図3.1-3 フロート式制御棒の概念図

### 3.1.4 安全系の基本構成

崩壊熱除去系、非常炉心冷却系、原子炉格納容器冷却系の構成について、以下検討する。

#### (1) 安全系の構成の基本的考え方

安全系の構成を決める上での基本的考え方は、以下の通りである。

- a) パッシブな安全系を採用する。
- b) 自動減圧系及び重水冷却系の機能を活用する。
- c) 自然循環の原子炉冷却系に適合できること。
- d) 軽水炉の AP-600 や S PWR とほぼ同等なものであること。
- e) ATR 特有のギャップ注水冷却系の機能を活かす。

#### (2) 安全系の基本構成

パッシブ ATR の概念図を図 3.1-4 に示す。上記システム構築の基本手順は以下の通りである。

パッシブな安全系を採用する場合、長期の除熱設備をどのように構成するかは重要な課題である。AP-600 では、格納容器壁面を介して、大気中に放熱する設計を採用している。

パッシブ ATR では、圧力管とカランドリア管のギャップ部に注水することにより、炉心崩壊熱を重水系で除熱できることを活かして、このシステムを長期の崩壊熱除去運転に使用することとする。ギャップ注水系と静的重水冷却系とから構成する。

事故後短期の除熱システムについては、以下の観点からシステム構築を行った。

まず、外部電源喪失状態では、原子炉トリップによる冷却材収縮分については、蓄圧タンクからの補給水で原子炉冷却材水位を回復するとともに、ギャップ注水系により静的重水冷却系による除熱を開始して炉心崩壊熱を除熱する方式を採用する。（表 3.1-2 及び図 3.1-5 参照）

下降管のギロチン破断相当の大破断 LOCA の場合には、原子炉冷却材のプロダクタにより系内の圧力は格納容器内圧のレベルまで急速に減圧するので、蓄圧タンクから急速に冷却水を注入した後、スムーズに重力注入に引き継ぐことが可能である。重力注入流量を確保するために、格納容器内の高所部に重力注入ピ

ットを配置することが必要である。（表 3.1-3 及び図 3.1-6 参照）

一方、小破断 LOCA の場合には、原子炉冷却系の圧力低下が緩慢であり、一次系を強制的に減圧して重力注入ヘッド以下まで減圧しないと、蓄圧タンクが空になって注入が停止する以前に重力注入に引き継ぐことができない。このために、蒸気ドラムに自動減圧弁（安全弁と兼用）を設けて、蒸気ドラムの水位の圧力が低下した時には、この減圧弁を作動させて、強制減圧して重力注入に早期に引き継ぐことを可能とする。（表 3.1-4 及び図 3.1-7 参照）

格納容器冷却設備として、静的格納容器スプレイ設備を設置するものとする。

以上の検討をまとめると、新設する安全設備は以下の通りとなる。

- ・自動減圧系（安全弁と兼用）
- ・重力注入系
- ・静的重水冷却系（一部は現行の重水冷却設備と兼用）
- ・静的格納容器スプレイ系

### (3) ATR に特有な事象に対する対応

#### a) 圧力管内部破断

圧力管内部破断は、ふげんでは想定内事象としているが、実証炉では不確定としていた。想定内事象とした場合の問題点は以下の通り。

- (a) 圧力管破断時、一次冷却材がカランドリア管のギャップに入りギャップ注水を阻害する。
- (b) 圧力管破断と同時にカランドリア管も破断するとカランドリアタンクの破壊板もこわれて、重水系の自然循環除熱を阻害する。
  - (a)についてはギャップ注水系をループごとに独立させることにより対応が可能であるが、(b)については独立 2 ループとした場合、健全ループの崩壊熱除去が不可能となり、破断モード（減圧→注水→C/V 冷却系での崩壊熱除去）にして冷却が必要となる。

b) 入口管破断

入口管破断時に破断チャンネルの燃料にいかに注水するかが問題となる。

しかし、2.2.2.2 項の検討の結果、破断チャンネルの冷却がキャブ注水により重水系で冷却可能となり、パッシブな安全系での成立性があることがわかった。

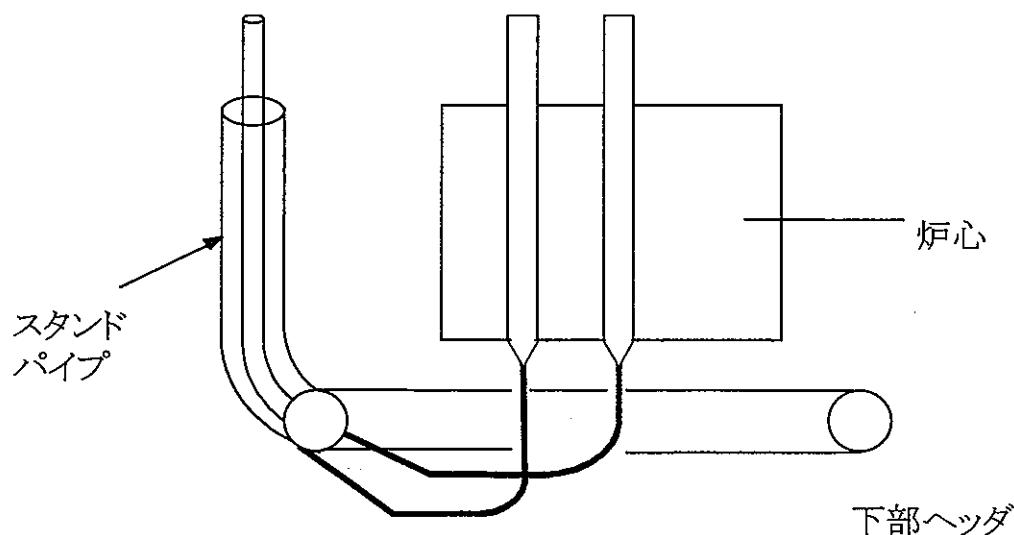
c) 非常炉心冷却系の注水先

「ふげん」と同様、下部ヘッダに注水する方式とする。

下部ヘッダへの注入水が有効に炉心に注入されるように「ふげん」では下部ヘッダに接続する配管は逆止弁がもうけられている。中小型A T Rパッシブ安全炉でもこれを正案とするが、本炉は炉心が底部にもうけられ、炉心を水づけにできることを考えると、逆止弁以外にも以下の方式を組み合わせることにより、成立の可能性も予想される。

) スタンドパイプの設置

下部ヘッダに接続する配管には、下部のようなスタンドパイプを立てて、下端部での配管破断時の流出を制限するとともに、下部ヘッダへの注入水が有効に炉心に注水されるようにする。



### ）逆流抵抗の設置

下部ヘッダに接続する配管は、逆流／正流比の大きな構造を採用することにより、配管破損時の流出量をおさえる。

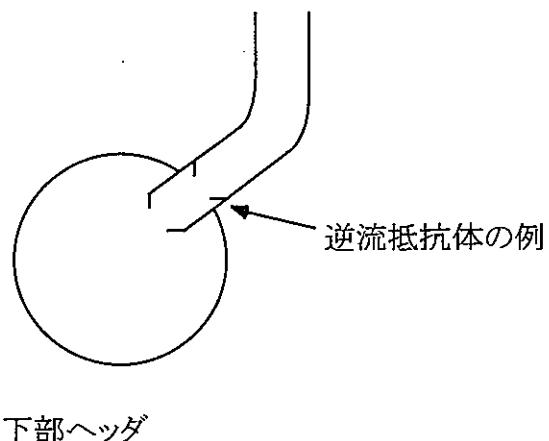


表3.1-2 外部電源喪失時の対応シナリオ

外部電源喪失				
	炉心冷却水補給	炉心崩壊熱の除去	長期の炉心崩壊熱の除去	
パッシブATR	蓄圧タンク	静的ギャップ注水系 静的重水冷却系		
現行ATR	蓄圧タンク	蒸気放出プールに蒸気放出	余熱除去冷却系 蒸気放出プール冷却系	
補足説明	(1)現行ATRでは、原子炉トリップにより原子炉冷却材が収縮する分及び蒸気放出プールへの蒸気放出分に相当して、蓄圧タンクから冷却材を補給する。炉心崩壊熱は、蒸気放出プールに一旦蓄熱されて、蒸気放出プール冷却系から海水中に放出される。長期的には余熱除去系に引き継ぎ、熱は海水中に放出する。 (2)パッシブATRでは、原子炉トリップ直後の炉心冷却水は蓄圧タンクから補給して、熱の除去は、静的なギャップ注水冷却系から行う。 (3)高温状態から静的ギャップ注水系を起動することにより、安全設備構成が大幅に簡素化される。			

表 3.1-3 大破断時の対応

		大破断LOCA	→	炉心冷却水注入及び炉心冷却	→	長期の崩壊熱除去運転	
	パッシブATR			<pre> graph LR     A[蓄圧タンク] --&gt; B[重力注入系]     B --&gt; C[C/V冷却系]     B --&gt; D["静的ギャップ注水系 静的重水冷却系"]   </pre>			
3.1-4-6	現行ATR			<pre> graph LR     A[蓄圧タンク] --&gt; B[低圧注入系]     B --&gt; C["低圧注入系(再循環モード)"]     B --&gt; D["蒸気放出プール冷却系"]   </pre>			
補足説明				(1) 現行ATRでは、低圧注入系により下部ヘッダーから炉心冷却水を注入。長期的には、破断口から流出した冷却水を蒸気放出プールに改修して、低圧注入系により循環して炉心冷却水を注入する。蒸気放出プールに蓄熱された熱は、蒸気放出プール冷却系により除熱され、海水中に放出される。 (2) パッシブATRでは、最初蓄圧タンクからの炉心冷却水が注入されるが、短時間で原子炉冷却系の圧力が格納容器内圧力のレベルまで減圧するので、重力注入系からの炉心冷却水の注入が早期に開始する。格納容器内に蓄積する熱は、C/V冷却系により大気中へ放出する。長期的にはギャップ注水系、静的重水冷却系での除熱も可能である。 (3) パッシブATRでは、静的C/V冷却系及びギャップ注水冷却系の冷却能力を高めることが、他の安全設備の簡素化のキーポイントとなる。			

表 3.1-4 小破断LOCAシナリオ

		小破断LOCA	初期の炉心冷却及び減圧	炉心崩壊熱除去	長期の炉心崩壊熱除去
	パッシブATR		自動減圧系 → 蓄圧タンク → 重力注入系		C/V冷却系 → 静的ギャップ注水系 静的重水冷却系
3.1.4-7	現行ATR		高圧注入系 (蒸気ドラム気相部注水) → 蓄圧タンク	低圧注入系(再循環モード)	蒸気放出プール冷却系
	補足説明		(1) 現行ATRでは、高圧注入系により蒸気ドラム気相部に注水して減圧。長期的には低圧注入系により炉心冷却水を循環し、蒸気放出プール冷却系により熱を海水中に放出する。 (2) パッシブATRでは、自動減圧系により減圧しながら、蓄圧タンクからの炉心冷却水を注入して重力注入系からの注入に引き継ぎ炉心冷却を継続する。格納容器内に蓄積する熱は、静的C/V冷却系により大気中へ放出する。長期的にはギャップ注水系、静的重水冷却系により除熱も可能である。 (3) パッシブATRでは、静的C/V冷却系及びギャップ注水冷却系の冷却能力を高めることが、他の安全設備の簡素化のキーポイントとなる。		

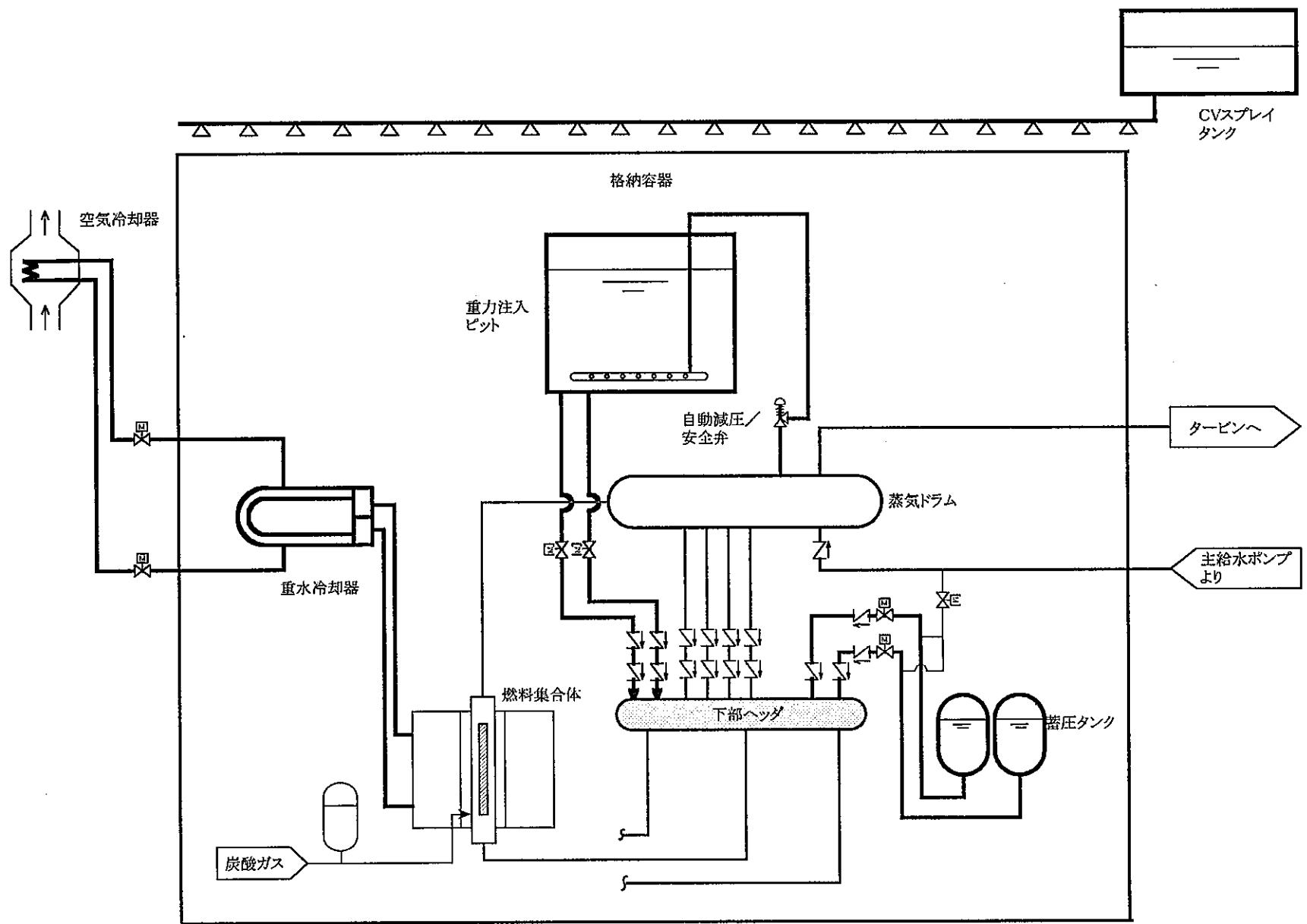


図 3.1-4 パッシブ ATR プラントの概念図

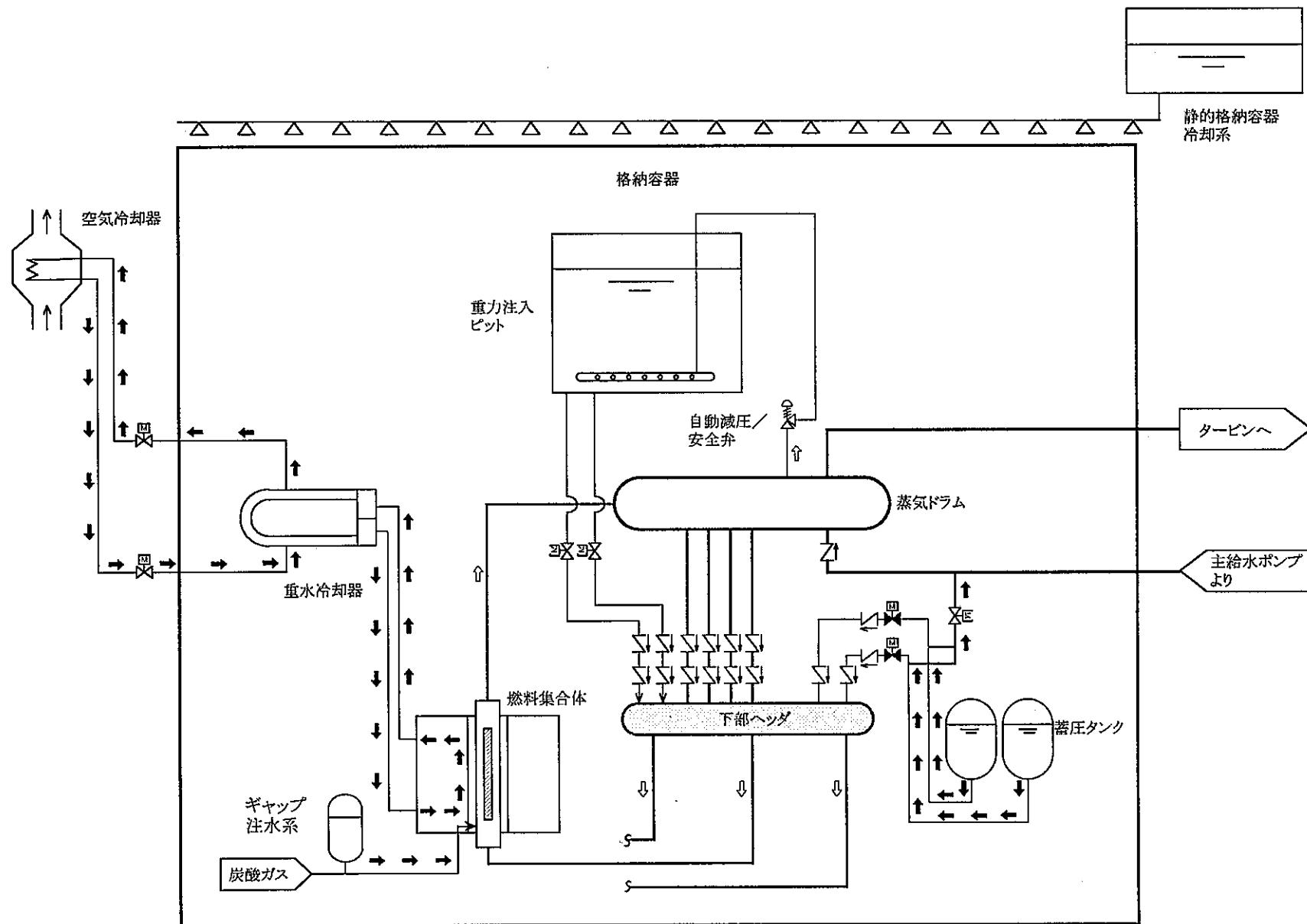


図3.1-5 外部電源喪失時の対応

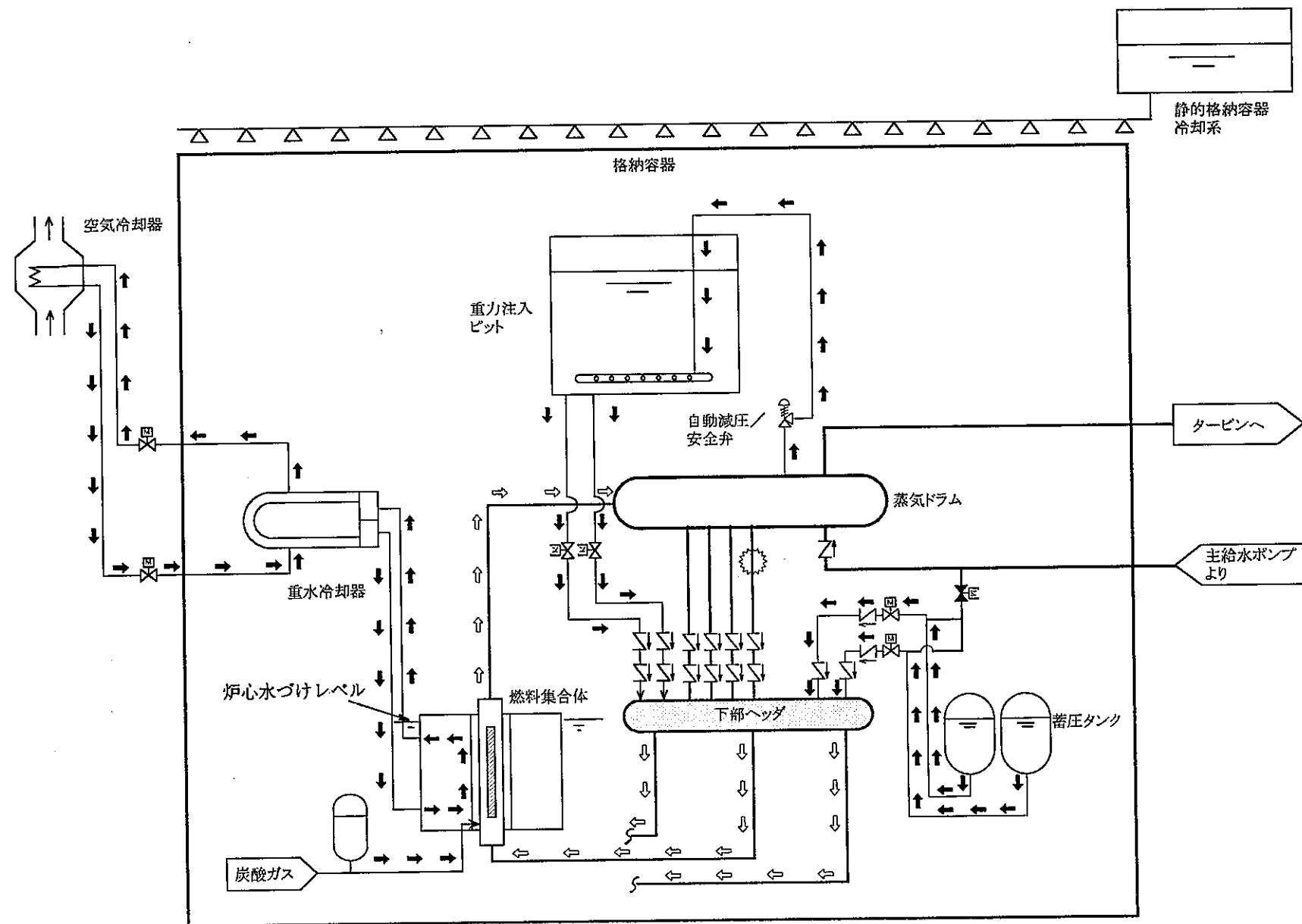
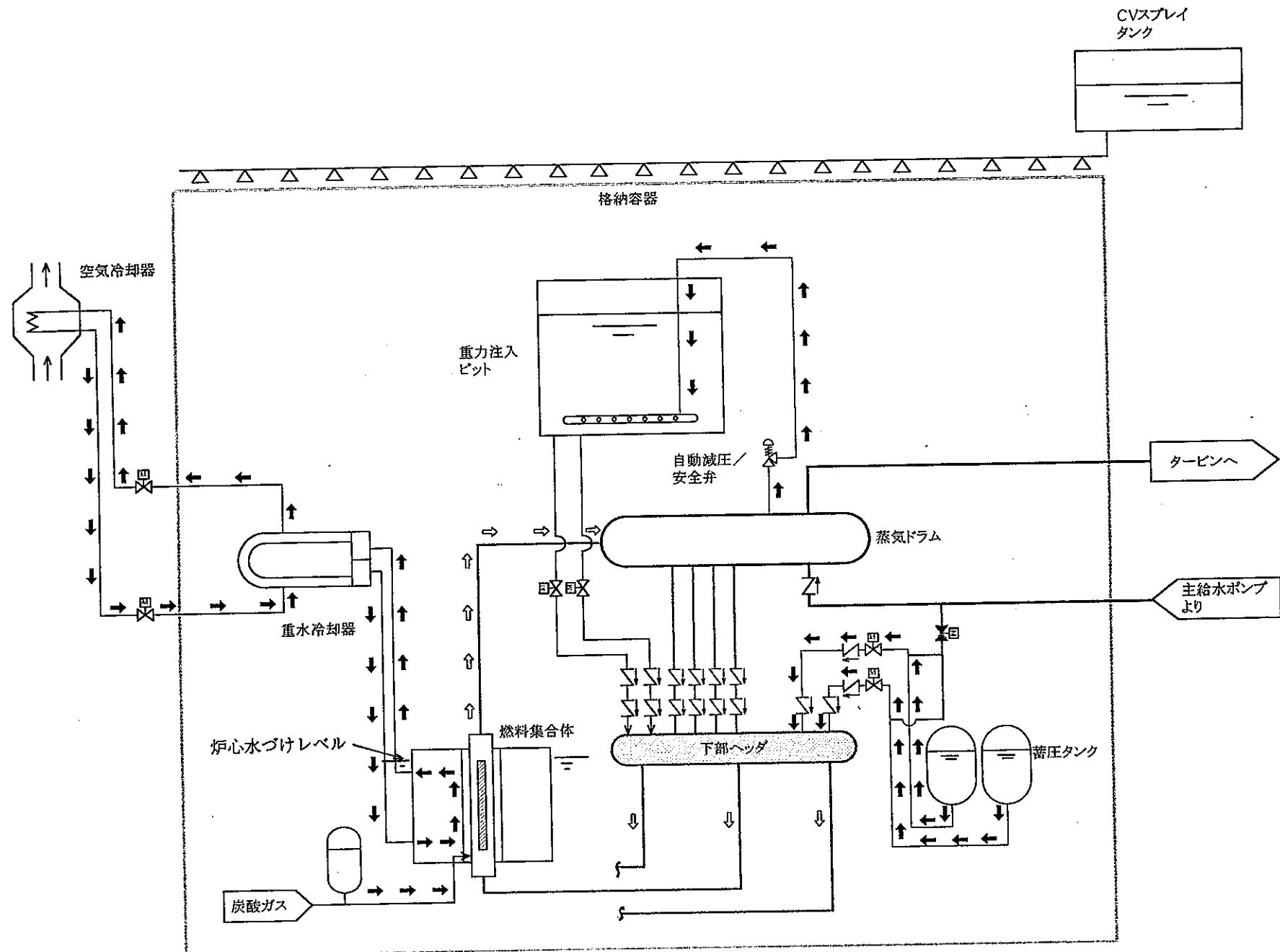


図3.1-6 大破断LOCA時の対応



### 3.1.5 プラントの基本運用

PS-ATRの基本的な運用に関する概念を以下にまとめた。

#### 1) 通常運転時

基本的に「ふげん」と同である。

#### 2) 起動および停止操作

原子炉冷却系および崩壊熱除去系を用いてプラント運転温度・圧力を適切に移行させる。

#### 3) 事故時

安全系の各系統を用いてプラントを安全に冷態停止まで移行させる。

尚、具体的な事故シナリオについては、次項第3.2項に示す。

##### ①安全系の設備

蓄圧タンク、重力注水系、重水冷却系、ギャップ注入系および自動減圧系などを用いて、速やかに事故状態の終息を図るとともに放射性物質の放出の抑制を図り、プラントを安全に冷態停止に移行させる。

尚、事故の形態や冷却材の漏洩量により、用いられる設備および使用継続時間が変わる。

##### ②常用系設備

プラントの簡素化および経済性の向上の観点から、崩壊熱除去系の一部（浄化余熱除去系）を、常用系の位置づけとするが、事故時に対するプランの潜在的な対応能力の能力の向上の為に、常用系設備の活用を図るものとする。

尚、上記①に掲げた安全系設備とのインターフェイスは、事故シナリオのうち、特に微少漏洩について示した。

### 3.2 事故シナリオ

#### 3.2.1 事故シナリオへのアプローチ

P S – A T R に関する事故シナリオを検討する方法として、次の 2通りがある。

- ①先行炉である「ふげん」の事故シナリオを参考にして、P S – A T R としての特徴を加味して検討する。
- ②軽水炉の中小型炉の事故シナリオを参考にして、P S – A T R の特徴を加味して検討する。

ここでは、前者の方法で事故シナリオを検討し、最後にその結果について、軽水炉中小型炉の事故シナリオと比較するものとする。

### 3.2.2 事故事象と主な設備の検討

#### 3.2.2.1 事故事象

P S – A T RはA T R型のプラントであるので、そのプラント特性および想定事故事象は、基本的には、先行炉である「ふげん」の特性と事故事象に類似したものとなる可能性が高い。

そこで、先ず「ふげん」の事故事象を整理し、次に固有安全炉について検討することとした。

##### 1) 「ふげん」の事故事象

「ふげん」の設置許可申請書の添付十を基に、原因あるいは防止策に冷却系統が関係する事象をまとめると以下の様になる。

###### 冷却系統を主体とした「ふげん」の事故事象

###### a) 反応度事故関係

- ①重水レベル変化事故
- ②重水ポイズン反応度事故
- ③重水ダンプ後の再起動事故

###### b) 機械的事故

- ①冷却材流量喪失事故
- ②冷却材喪失事故
- ③主蒸気管破断事故
- ④電源喪失事故

###### c) その他の事故

- ①主要弁類の事故（主蒸気隔離弁、蒸気加減弁、タービン主塞止弁）
- ②給水喪失事故
- ③初圧調整器の故障

#### 3.2.2.2 P S – A T Rとして特に考慮すべき事故事象

上記に示した事故事象のうちP S – A T Rとして特に考慮すべき事故事象は、次の通りである。

- ①冷却材喪失事故
- ②主蒸気管破断事故
- ③電源喪失事故
- ④主要弁類の事故（上記②に包括される）

尚、上記②は、「ふげん」では隔離冷却系および余熱除去系が事故後の原子炉冷却に用いられているが、P S – A T Rでは、これらの系統は

他の系統の機能を活用しているので、ピックアップした。

注記) 「ふげん」の設置許可申請書が提出されたのは、昭和45年と約四半世紀前なので、

- ①この間の技術の革新
- ②この間の安全設計指針の改訂
- ③TMIや Chernobyl を踏まえたシビアアクシデント対策の取り組み

など、将来炉である PS-ATR が取り入れていくべき事柄が含まれていないことはあるが、一方約四半世紀大きなトラブルもなく運転してきた実績を踏まえると、技術的には相応のバランスのとれたプラントであると判断されるので、先ず ATR 型プラントの基本として、「ふげん」をベースに事故事象を選定すべきと考える。

尚、上記①～③に示す各項目は、軽水炉中小型炉との比較で検討・反映するものとする。

### 3.2.2.3 PS-ATR のプラントコンセプト

PS-ATR の安全設備の設計に際しては、次の点を基本とする。

- ① 安全性をより向上させるために、パッシブな設備とする。
- ② PS-ATR の設備の基本的な特徴をいかす。
- ③ 事故による影響の拡大を防止するために、原子炉冷却水の保有エネルギーをできるだけ早く減少させる。

### 3.2.2.4 冷却材の保有エネルギーの内訳と移行先

「ふげん」および PS-ATR について、通常停止時および事故時の原子炉冷却材の保有エネルギーの内訳と移行先をまとめたものを、それぞれ図 3.2.2.4-1 および図 3.2.2.4-2 に示す。

尚、PS-ATR については、第 3.1.4 項に述べた安全系の基本構成を基に検討した。

図 3.2.2.4-2 に示す用に、主蒸気管破断事故および電源喪失事故での保有エネルギーの移行パスは冷却材喪失事故時の移行パスに含まれるので、次項では冷却材喪失事故をベースに検討した。

### 3.2.2.5 安全設備の概念

安全設備概念図を図 3.2.2.5-1 に示す。

尚、安全設備の構築の主なポイントは以下の通り。

- ① 冷却材の漏洩規模による対策

- ② 冷却材の漏洩の検出
- ③ 冷却材の漏洩箇所の特定
- ④ 冷却材の注水対策
- ⑤ 冷却材の減圧対策
- ⑥ 崩壊熱および保有エネルギーの除去対策
- ⑦ ギャップ部の熱伝達向上対策
- ⑧ 重水系の熱除去対策
- ⑨ 格納容器の健全性の維持対策
- ⑩ その他

## 1) 冷却材の漏洩規模によるプラントの運用

冷却材喪失事故時には、漏洩規模に応じた適切な運用が要求される。

### a) 微少漏洩時

現実的にもっとも発生する可能性の高い微少漏洩に対しては、漏洩による冷却材の減少および周辺機器への影響が少ない範囲で、通常停止と同様の手順でプラントを冷態停止まで移行させるものとする。

### b) 小漏洩時～大漏洩時

漏洩規模が微少漏洩より大きい場合には、冷却材の喪失による炉心過熱を防止するため、重力注入タンクを設置し、炉心に冷却水を注水すると共にギャップ注水系によりギャップに注水し炉心崩壊熱を系外へ除去する。

また、格納容器内へ放出された冷却材中の放射性物質の系外放散を防止するため、格納容器を隔離すると共に、格納容器の健全性を維持できる様に、格納容器外部スプレー系により雰囲気を冷却し、格納容器の内圧上昇の低減を行うものとする。

## 2) 冷却材の漏洩の検出

冷却材の漏洩は、次の方法によって確認される。

### ① 雰囲気中に放出された漏洩蒸気を間接的に測定する方法

- ・放射能濃度
- ・温度
- ・圧力
- ・湿度
- ・水位

### ② 冷却材のマスバランスを直接評価する方法

- ・カルマンフィルタあるいはカオス理論による算定

### ③ 冷却材の漏洩音あるいは配管の亀裂音などを測定する方法

#### ・音響法

これらは、いづれも漏洩量と漏洩箇所の環境条件によって、検出の可否が定まるが、現在のプラントでは①の方法が採用されている。

従って、P S - A T Rにおいても、①をベースに設備対策を考えるものとする。

### 3) 冷却材の漏洩箇所の特定

漏洩時の炉心冷却の観点に立つと、漏洩箇所が炉心の上部か下部かによりプラントの挙動が変わり、その後の設備の運用が変わる可能性が高い。

万一漏洩が発生した場合には、プラントの事象がどのように推移しているか状況を把握することが大切である。

このため、冷却材の漏洩箇所が、最低限、炉心部分に対して上部か下部か推定できる様に、検出器を設置するものとする。

尚、漏洩の原因究明のためには、漏洩箇所の細部にわたる特定が必要となるが、これはファイバースコープなどの遠隔操作による検査機器を用いて事故終息後に行うものとしている。

### 4) 冷却水の注水対策

漏洩の発生初期には冷却材圧力が高く、漏洩後期には冷却材の圧力が低下するので、冷却材の圧力に応じた注水ができる様に2種類のタンクを設置するものとする。

①冷却材が高圧時 → 蓄圧タンク (55 kg/cm<sup>2</sup>時<sup>\*1</sup>を目標)

②冷却材が低圧時 → 重力注水タンク (2 kg/cm<sup>2</sup>時<sup>\*2</sup>を目標)

尚、( ) 内はタンクの作動圧力 (冷却材の圧力) を示す。

\*1: 通常運転圧力 69 kg/cm<sup>2</sup>に計器誤差および運転時の変動などを見込み十分余裕のある値として設定。

\*2: 大型タンクあるいはプールとなることが予想されるので、できるだけ低圧とし、格納容器の最高使用圧力に余裕を見込んだ値として設定。

### 5) 冷却材の減圧対策

蓄圧タンクおよび重力注水タンクはパッシブに注水を行う事を目的としているので、注水を早期に実施するためには、冷却材を減圧する必要がある。

このため、蒸気ドラムに逃がし弁を設置し、冷却材の圧力を逃がすものとする。

尚、逃がした蒸気が格納容器内に直接放出されない様に、低圧側の重力注水タンクへスパージャーを介して放出し、蒸気を凝縮するものとする。

#### 6) 崩壊熱および保有エネルギーの除去対策

崩壊熱および保有エネルギーは、一時的には冷却材に蓄積され、蒸気となり格納容器内に放出され、あるいは構造材などに蓄積されるが、最終的にはプラント外（海水あるいは大気）への放出が必要である。

従来のプラントでは、最終ヒートシンクには海水（国外では河川水もあるが水を利用という点では変わらない）を使用する場合には、どうしてもポンプに頼らざるを得なくなり、必然的にポンプおよび駆動電源を供給する非常用ディーゼル発電機が必要となるので、パッシブな設備を構成する事が困難となる。

そこで、パッシブな放出パスとして、次の2パスを設定した。

①残存冷却材→ギャップ→重水系→空気冷却器 →大気

②漏洩蒸気 →格納容器→格納容器外部スプレイ→大気

これらのパスを確保する為に、それぞれ

①ギャップ注水系および自然循環型重水系

②格納容器外部スプレイ

を設置するものとする。

尚、格納容器外部スプレイについては、9) 項で述べる。

#### 7) ギャップ部の熱伝達向上対策

事故時に、原子炉冷却材と重水との間の熱遮蔽層となっている炭酸ガス空間のギャップへ注水し、炉心エネルギーを重水系に効率よく伝達する為に、ギャップ注水系を設置する。

尚、ギャップ部で熱除去を行う必要はなく、熱伝達媒体としての水がギャップに存在すれば良いので、この観点から、

①注水後のギャップ部水位

②注水後のギャップ部圧力

③注水完了時間

となる様にギャップ注水系の容量を定めるものとする。

## 8) 重水冷却系の除熱方式

事故時に、パッシブな除熱方法で炉心のエネルギーを除去する為に、自然循環方式を採用する。

このため、次のような事柄が必要となる。

- ①重水冷却系の1次系の機器の構造および設置位置や配管レイアウトを適切に設定する。
- ②重水冷却系2次系には、自然循環除熱で崩壊熱を大気に放出できるように空気冷却器と関連配管系を設置し、1次系と同様に各種の条件を適切に設定する。

## 9) 格納容器の健全性の維持対策

冷却材喪失事故により格納容器内に放出された高温高圧の蒸気により、格納容器の圧力が上昇する。

格納容器の健全性を維持する為には、

- ①格納容器の最高使用圧力を高くする。
- ②格納容器の雰囲気を冷却し、蒸気を凝縮させ、圧力を下げる。

などの方法がある。

### a) 格納容器の最高使用圧力

格納容器の最高使用圧力は、

- ①鋼製格納容器 : 2 ~ 3 kg/cm<sup>2</sup>程度  
②PCCV : 4 kg/cm<sup>2</sup>程度

である。

P S - A T Rでは、後述する格納容器の冷却方法との兼ね合いで、鋼製格納容器を採用するので、

格納容器の最高使用圧力を 2.5 kg/cm<sup>2</sup>

とする。

注記) 「ふげん」では、最高使用圧力は、1.3 kg/cm<sup>2</sup>であるが、最新軽水炉の実績から考えて問題なし。

### b) 格納容器の冷却方法

格納容器内の雰囲気を冷却する方法には、

- ①内部スプレイ
- ②外部スプレイ

がある。

#### i) 内部スプレイ

内部スプレイは、格納容器内の頂部に設置されたスプレイリングか

らスプレイ水を格納容器内に噴霧状に吹き出して、漏洩によって発生した蒸気と熱交換し凝縮させるシステムである。

そのポイントは、

- ①格納容器内の雰囲気が高圧になっているために、その圧力を大きく上回る圧力で吹き出す必要がある。
- ②冷却効率<sup>\*1</sup>が良い噴霧状態を確立するためには、スプレイノズルでの圧力損失を大きく取る必要がある。
- ③直接的な冷却方法なので、格納容器の雰囲気圧力の低下に即効性がある。
- ④スプレイを継続するためには、スプレイ水を冷却・再循環する必要がある。

ことなどである。

\*1：冷却効率は、噴霧された水滴の径および格納容器内への均一な噴霧か否かで定まる。

従って、内部スプレイ方式では、スプレイポンプと冷却器が必要となる。

パッシブな設備するために、スプレイポンプの代わりに蓄圧タンクが考えられるが、タンク圧力および必要な体積を考えると、タンクの成立性は疑わしいと思われる。<sup>\*2</sup>

また、冷却器の代替えをどうするかといった問題も残る。

\*2：因みに、スプレイポンプの揚程は、

「ふげん」で、 $10 \text{ kg/cm}^2$   
であり、これを蓄圧タンク形式で代替すると、大容量の高圧タンクとなる

#### □) 外部スプレイ

外部スプレイは、格納容器外部の頂部に設置された外部スプレーリングから、格納容器外壁に冷却水を層状に流下させて格納容器を冷却し間接的に格納容器内の雰囲気を冷却しようとするものである。

そのポイントは、

- ①間接的な冷却方法であるので、鋼製格納容器に適用でき、PCCVには適用できない。
- ②間接的な冷却方法であるので、格納容器の内圧抑制に即効性は余り期待できないが、格納容器内の雰囲気温度がある程度上昇した後は、効果を発揮する。
- ③格納容器の外面を冷却面積とすることができますので、大きな伝熱面積を確保できる。

- ④冷却水の流速は自然落下程度で良いので、格納容器外部の頂部にスプレイタンクを設置すれば、パッシブな冷却が可能となる。
- ⑤落下した冷却水は、通常の排水溝で処理できる。
- ⑥事故後の長期では、格納容器の外面の空気冷却も期待できる。
- ⑦所内用水あるいは消火水などを外部スプレイタンクに補給し、格納容器の冷却を行うことができるので、シビアアクシデント対策としても有効である。

#### ハ) 格納容器の冷却対策

内部スプレイおよび外部スプレイについて検討した結果、格納容器の冷却方式として、P S - A T R のプラントコンセプトにマッチする

- ①鋼製格納容器
  - ②外部冷却方式
- を採用するものとする。

尚、格納容器の内圧抑制に関する即効性の要否については、次項の様に判断した。

#### ニ) 冷却材喪失事故時の格納容器内圧抑制の即効性の要否

「ふげん」添付十冷却材喪失事故時の格納容器内圧解析結果  
(添付十の図 3.2-2) から、次のことがいえる。

- ① 格納容器の内圧は、配管破断の初期 10 秒程度急激に上昇し、約 1.8 ata となるが、それ以降は頭打ちの状態となる。
- ② 格納容器スプレイは頭打ちの状態となってから作動しており、格納容器のピーク圧力の低減よりも事故終息（即ち早期の内圧低減）に効果があると考えられる。  
即ち、ピーク圧力に対して格納容器最高使用圧力は十分余裕がある様に設計されている。
- ③ これから、P S - A T R においてもピーク圧力は、配管破断時の初期の流出流量でほぼ決まり、1.8 ata 程度で頭打ちになると期待される。
- ④ 即ち、P S - A T R では「ふげん」に比べて炉心出力が増加しているので、これによる圧力上昇を 1 ata 程度と見込み、合計 2.8 ata から、P S - A T R の格納容器の最高使用圧力を  $2 \text{ kg/cm}^2$  以上に設定すれば、格納容器の健全性維持のために、事故後早期に減圧操作を行う必要性は薄いと推測され、格納容器

内圧低下に対する外部冷却の時間遅れは許容できるものと推定される。

#### 10) その他

炉心より上部の配管が破断した場合には、注水が確実に行われれば、炉心は水没し、炉心での崩壊熱は、上記.6)項のパスで最終ヒートシンクである大気中に放出されるので、炉心は安全に冷却される。

炉心より下部の配管が破断した場合には、炉心部が水抜けとなる可能性もでてくるので、下記の対策を行うものとする。

##### a) 下降管の配置

P S - A T R は、「ふげん」と異なり再循環系は、再循環ポンプを設置せず、配管のみであるので、カランドリアタンク上端以下のレベルの配管スペースは全て炉容器室内と連通させるものとする。

これにより、破断箇所から流出した水は炉容器室へ落下するので、自然と炉心をドブ浸けにできる様になる。

##### b) 炉容器室内壁のシール

下部破断時に炉心を水没させるために、キャビティなどと同様に炉容器室内壁にステンレスの内張りを行い、流出した冷却水を保持できる様にする。

##### c) 空間容積の制限

冷却材喪失事故時の炉心の水没性をより確実にするために、炉心下部の空間容積の制限を行う。

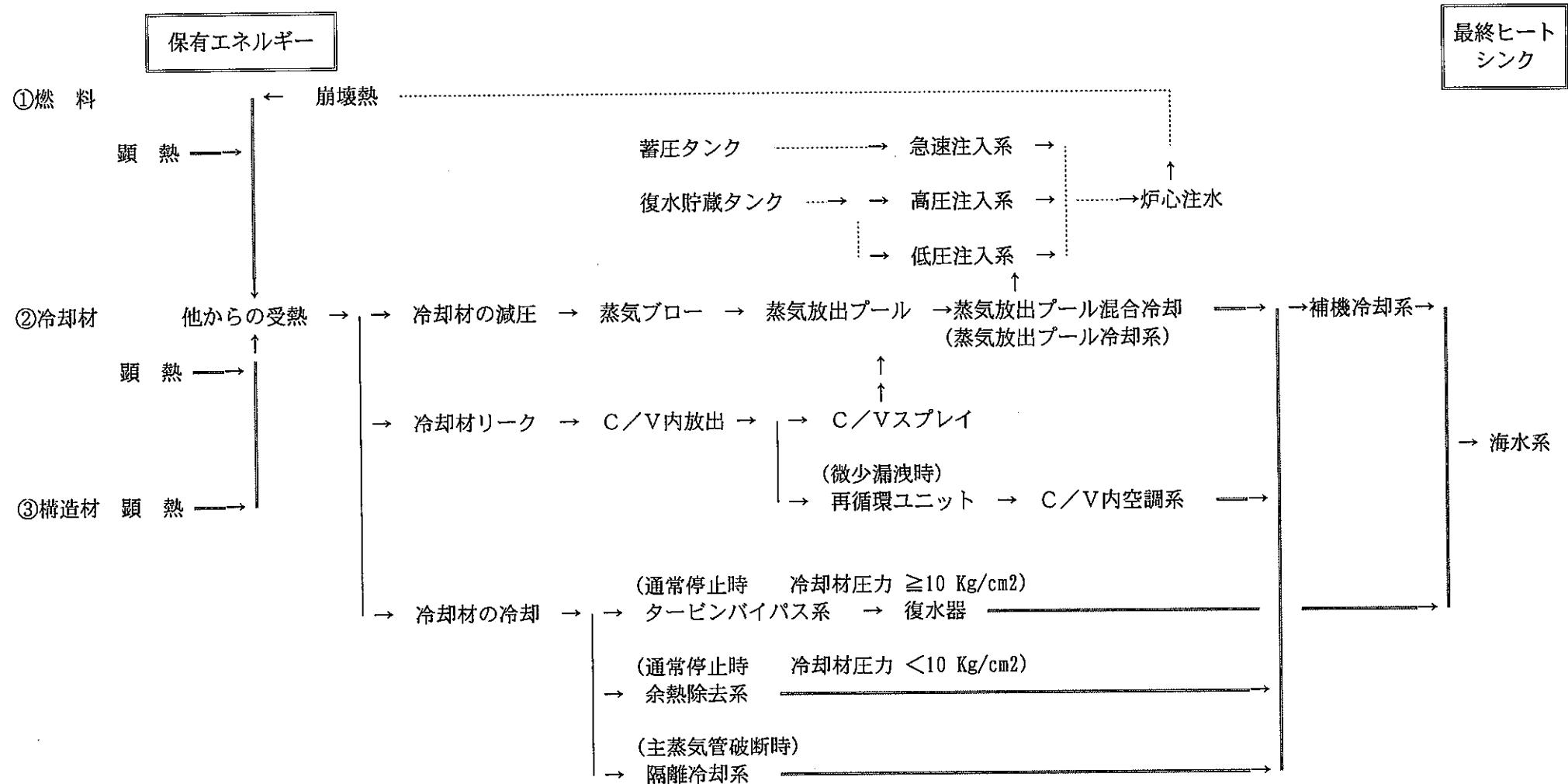
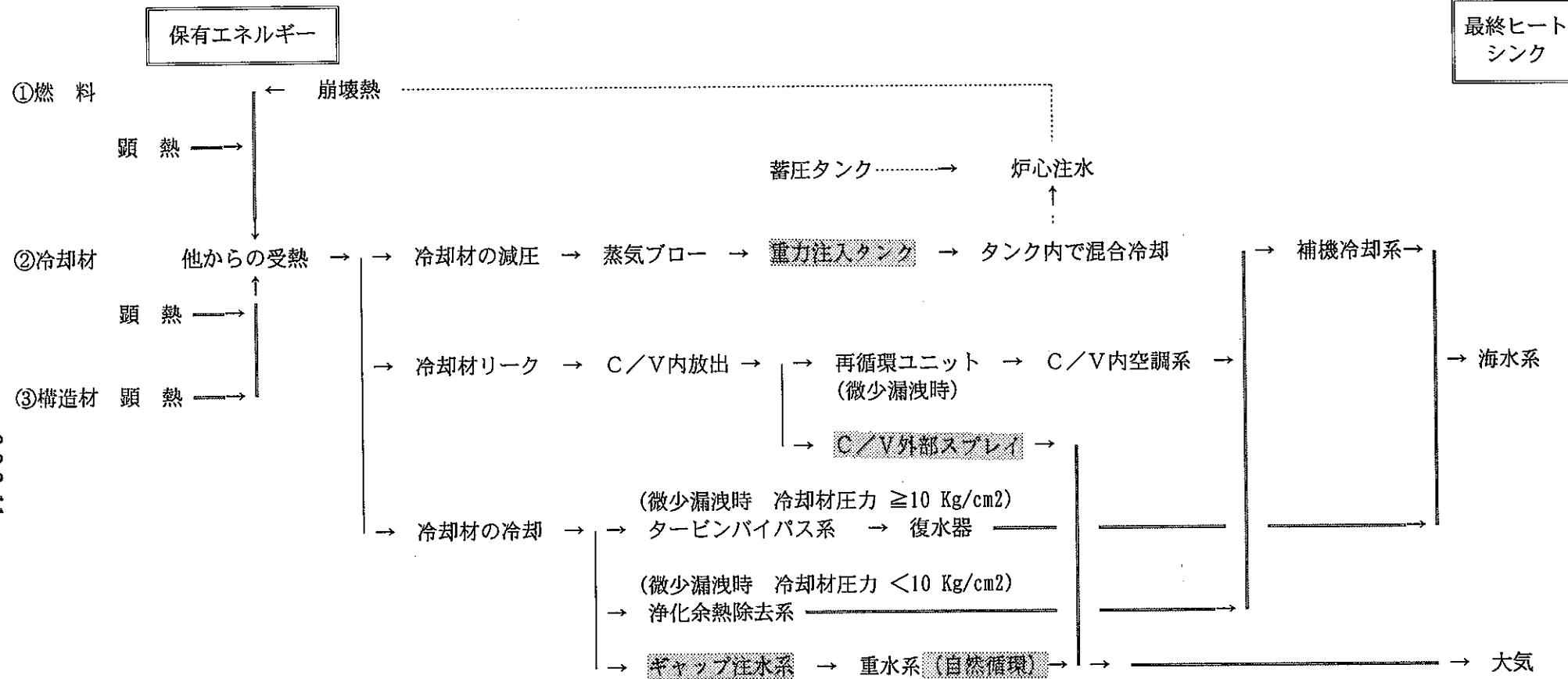


図3.2.2.4-1 保有エネルギーの内訳と移行先（「ふげん」）

注記) — : エネルギーと冷却材の流れ  
 — : エネルギーのみの流れ  
 ..... : 冷水の流れ



## 注1) 「ふげん」との設備の対比

- ①「ふげん」で設置されている下記設備はパッシブ化の為、設置しない。  
高圧注入系、低圧注入系、隔離冷却系、蒸気放出プール冷却系、C/V内部スプレイ系

## ②類似の機能を有する設備

蒸気放出プール vs 重力注水タンク

## ③機能をupし名称を変更した設備

処化余熱除去系(冷却容量up)

## ④新たに設置された設備

ギャップ注水系、重水系(自然循環除熱)、重力注水タンク、C/V外部スプレイ

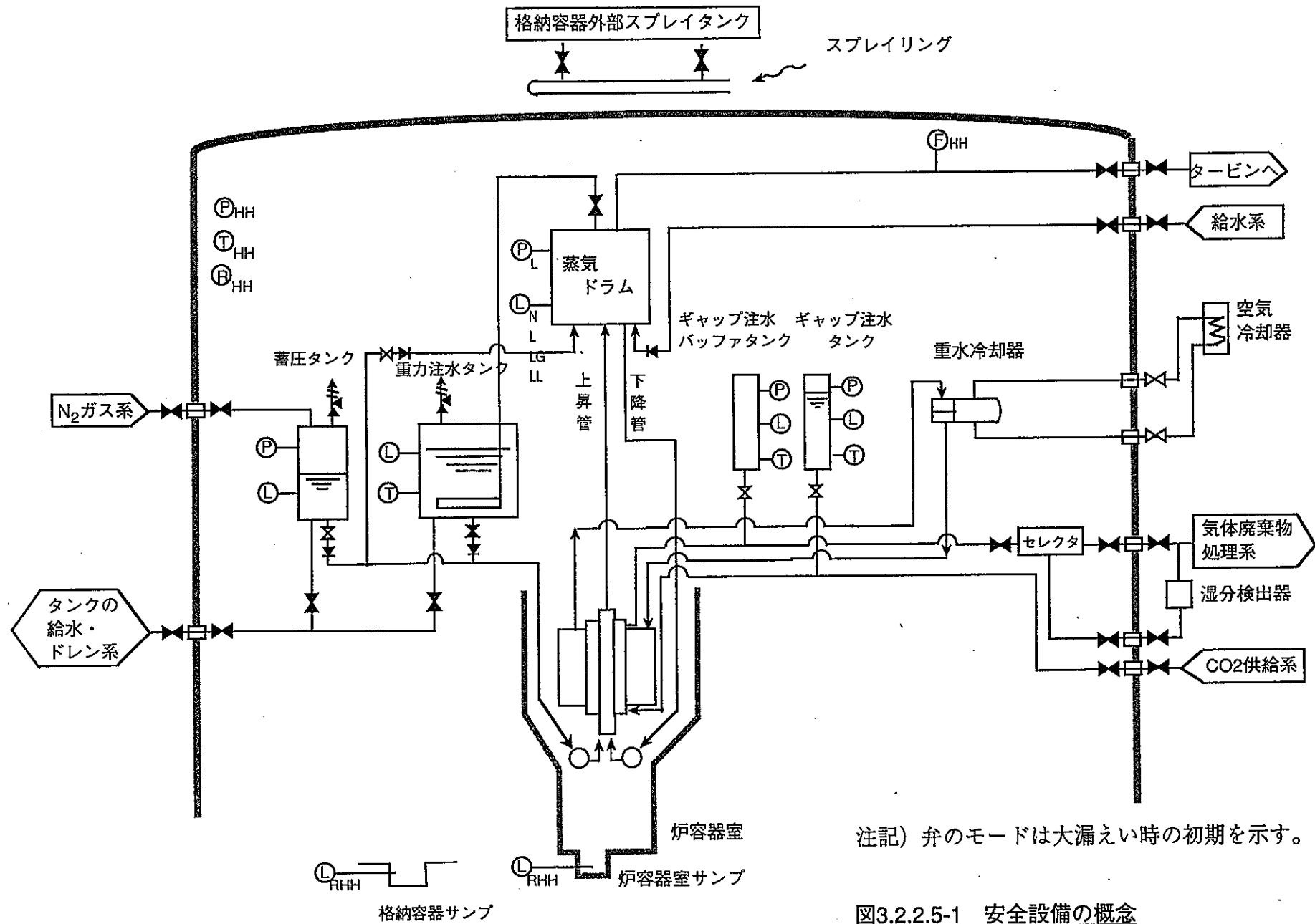
## 注2) — : エネルギーと冷却材の流れ

— : エネルギーのみの流れ

- - - : 冷水の流れ

■系統 : P S - A T R で設置された系統

図3.2.2.4-2 保有エネルギーの内訳と移行先 (P S - A T R)



### 3.2.3 事故シナリオ

#### 3.2.3.1 冷却材喪失事故

事故シナリオを冷却材の喪失状態によって、区分する。

以下に事故の検出、設備の運用、プラントの状態の概要を述べる。

尚、事故の検出に関する誤信号の可能性については、将来の課題とし、本検討では取り扱わないものとする。

##### 1) 微少漏洩

###### a) 事故の検出

次のいづれかの信号により、微少漏洩と判断する。

- ①格納容器放射能異常高
- ②格納容器サンプ水位上昇率異常高
- ③炉容器室サンプ水位上昇率異常高

###### b) 設備の運用

プラントへの影響を極力低減する為に、低い出力低下速度とし、タービンバイパス系を用いて原子炉の出力を下げる。

蓄圧タンクから冷水が放出されないように、出口弁を閉止したままとする。

冷却材の圧力が  $10\text{kg/cm}^2$  に到達したら、タービンバイパス系を停止し浄化余熱除去系のみで、冷態停止まで移行させる。

尚、冷態停止到達までの間の冷却材の漏洩量は、補給水と蒸気ドラム内の水位低下（原子炉スクラム水位を下回らない）で確保できる様にする。

→ 微少漏洩の最大値をこれで定める。（今後の課題）

→ プラントの停止操作は「ふげん」と同じである。

###### c) プラントの状態

炉心は事故が終息するまでの全期間水没しており、健全性は維持される。

##### 2) 小漏洩

###### a) 事故の検出

次の信号の組み合わせにより、小漏洩と判断する。

- ① 格納容器放射能異常高
- ② 蒸気ドラム破断水位

###### b) 設備の運用

補給水を上廻る漏洩が発生すると、蒸気ドラムの水位が次第に低

下し始め、原子炉スクラム水位となる。

原子炉がスクラムされると、急激に蒸気ドラムの水位が低下し、漏洩による水位低下と相まって、ギャップ注水水位となる。

ギャップ注水水位でギャップ注水弁が開となり、ギャップへ注水されると共に、隔離注水弁が開となり水位回復のために、蓄圧タンクから水が補給される。

さらに水位が低下し破断水位に到達すると、炉心崩壊熱の除去と冷却材の減圧のために、蒸気ドラムの逃がし弁を開として、蒸気ドラムの蒸気を重力注水タンクにブローする。

蒸気ドラムから放出された高温高圧の蒸気は、重力注水タンクのスパージャーからタンク内へ放出されタンク内の水とよく混合され、凝縮される。

原子炉スクラム30分後で蒸気逃がし弁は閉となるが、このころには重水冷却系は、ギャップを介した受熱により、自然循環冷却を開始し炉心崩壊熱を大気に放出できる様になっている。

蓄圧タンクからの注水が終了した場合には、蓄圧タンクの加圧源である窒素ガスが炉心に流入しないように、蓄圧タンクの出口の隔離注水弁を閉止する。

格納容器は小漏洩信号で隔離され、冷却材中の放射性物質が系外へ放出される事を防止する。

格納容器の温度が上昇した場合には、格納容器外部スプレイタンクから冷却水を格納容器外壁に落下させ、格納容器を冷却する。

尚、格納容器外部スプレイの作動信号となる格納容器温度は、100°Cとする。

### C) プラントの状態

炉心は事故が終息するまでの全期間水没しており、健全性は維持される。

また、崩壊熱および顯熱は、次の2通りのパスで除去される。

#### ①炉心

炉心→ギャップの水→重水→大気のパスで除去される。

#### ②漏洩冷却材

漏洩した水／蒸気のエネルギーは、漏洩水／蒸気→格納容器雰囲気→格納容器壁→格納容器外部スプレイの落下水→大気のパスで除去される。

尚、一部、格納容器内の構造材に吸熱されるエネルギーもあるが最終的には上記のパスで除去される。

### 3) 大漏洩

#### a) 事故の検出

次の信号の組み合わせにより、大漏洩と判断する。

- ① 格納容器放射能異常高
- ② 蒸気ドラム破断水位
- ③ 蒸気ドラム圧力異常低

#### b) 設備の運用

原子炉冷却系の大破断と同時に蒸気ドラムの水位および圧力は、急激に低下し、蓄圧タンクから冷水が炉心に注入される。

注水終了後に出入口弁を閉止することは小漏洩時と同じである。

冷却材の圧力が、さらに格納容器の内圧近くまで低下すると、重力注水タンクから炉心に注水される。

また、ギャップへの注水により重水冷却系への熱移動が促進される。

初期の急激な減圧状態が収まった後は、

- ①重水冷却系により炉心崩壊熱
- ②格納容器外部スプレイにより格納容器内雰囲気のエネルギーが、それぞれ除去される。

#### c) プラントの状態

炉心\*は、事故が終息するまでの間水没する様に注水が行われる。

また、崩壊熱および顯熱の除去パスは、小漏洩時と同じである。

\* : 「ふげん」に於ける炉内に残った炉心に相当する。

尚、落下炉心は、「ふげん」では空気と輻射で最高 1100 °C で燃料溶融には至らないとされている。

#### 3.2.3.2 主蒸気管破断事故

蒸気ドラムからタービンまでの間の主蒸気管の破断は、

- ①格納容器内の破断 → 冷却材喪失事故と同じシナリオ
- ②格納容器外の破断 → 格納容器隔離に伴うシナリオ

と2通りのシナリオが必要である。

ここでは、②について述べる。

#### a) 事故の検出

次の信号により主蒸気管破断と判断する。

①主蒸気流量増大

b) 設備の運用

主蒸気流量増大により主蒸気隔離弁が閉止され、格納容器隔離および原子炉スクラムとなる。

「ふげん」では、この後、隔離冷却系 → 余熱除去系を使用して崩壊熱や冷却材の保有エネルギーを除去するものとしている。

PS-ATRでは、パッシブな方策が必要なので、隔離冷却系の代わりにギャップ注水系と重水冷却系を用いるものとする。

即ち、主蒸気管破断信号を受けて、次の手順で崩壊熱や冷却材の保有エネルギーを除去するものとする。

①原子炉スクラムおよび格納容器隔離

②-1 蒸気ドラム逃がし弁開により、蒸気を重力注水タンクへ逃がし、ブロー除熱を行う。

②-2 ギャップ注入系からギャップへ注水する。

②-3 隔離注水弁が開となり、蓄圧タンクから注水される。

③-1 ギャップ注水により炉内のエネルギーを重水冷却系に移行させる。

③-2 崩壊熱は、重水冷却系により大気へ放出される。

c) プラントの状態

炉心は事故の全期間を通じて冠水状態にあり、健全性を維持できる。

また、崩壊熱および保有エネルギーは、ギャップ注水系→重水系を介して大気へ放出されるので、安全にプラントを停止できる。

### 3.2.3.3 電源喪失

将来の商用プラントとしては、電源喪失事故に対する基本は、所内単独運転を行う事であると考えるが、万一所内単独運転への移行に失敗した場合に備えて、電源喪失事故時の対策を述べる。

a) 事故の検出

「常用母線電圧低」により検出される。

b) 設備の対応

原子炉冷却系および重水冷却系は、自然循環のため、電源喪失事故専用の新たな設備対応は不要である。

①原子炉がスクラム

②-1 蒸気ドラムの逃がし弁開で、冷却材のブロー除熱

②-2 ギャップへ注水

②-3 蓄圧タンクからの冷却水の補給

後は、主蒸気管破断事故時と同様である。

c) プラントの状態

主蒸気管破断事故時と同様である。

以上の検討結果を整理した事故シーケンスを図 3.2.3-1 に、プラントパラメータの推移を図 3.2.3-2 ~ 図 3.2.3-4 に、基本的なセットポイントに関する検討内容を、表 3.2.3-1~表 3.2.3-4 に、それぞれ示す。

表3.2.3-1 基本的なセットポイントに関する検討内容

項目	冷却材漏洩信号
1. 微少漏洩	<p>微少漏洩の場合には、蒸気ドラムの水位低下が顕著にあらわれる可能性は低いが、格納容器内の湿分増加→サンプ水位上昇率増加となってあらわれる可能性が高い。</p> <p>そこで、サンプ水位上昇率異常高を検出信号とする。</p> <p>また、漏洩水／蒸気に含まれる放射性物質により格納容器内の放射能濃度が上昇する可能性が高いので、これも検出信号とする。</p> <p>これらのいづれかが発信した場合には微少漏洩と判断されるので、漏洩判定はOR回路とする。</p>
2. 小漏洩	<p>補給水量を上廻る冷却材の漏洩が発生した場合には、蒸気ドラムの水位は次第に低下する。</p> <p>一方、冷却材の漏洩を伴わない場合でも、原子炉トリップなどで系統に過渡温度変化が生じると、ドラムの水位は低下する。</p> <p>このことから、両者を確実に区別する為に、格納容器放射能異常高と蒸気ドラム水位を組み合わせたAND回路で、判定するものとしている。</p>
3. 大漏洩	<p>大漏洩が発生すると、冷却材の圧力は急激に低下する。</p> <p>このことから、小漏洩の判定に用いた格納容器放射能異常高と蒸気ドラム破断水位に、蒸気ドラム圧力異常低を加えたAND回路で、大漏洩を判定するものとしている。</p>

表3.2.3-2 基本的なセットポイントに関する検討内容

項目	蒸気ドラム水位
1. 原子炉スクラム水位	
1) セットポイント	: -250 mm
2) 設定理由	通常運転水位 (NWL) に通常時水位変動や計器誤差などを見込み余裕のある値とした。
2. ギャップ注水水位	
1) セットポイント	: -850 mm
2) 設定理由	原子炉スクラム後の冷却材のシュリンク分 (-500 mm *1) に余裕 (100 mm) を見込み設定した。
	$(-250) + (-500) + (-100) = -850$
3. 破断水位	
1) セットポイント	: -1050 mm
2) 設定理由	ギャップ注水水位に到達以降につぶれる残存ボイド分 (-100 mm *1) に余裕 (100 mm) を見込み設定した。

注1) \*1: 電源喪失時の解析結果

(図 2.2.3-7 ドラム水位参照)

注2) 蒸気ドラム全体の検討は、表 3.3.2-2 参照

表3.2.3-3 基本的なセットポイントに関する検討内容

項目	蒸気ドラム圧力
1. 圧力異常低	<p>1) セットポイント : 55 kg/cm<sup>2</sup></p> <p>2) 設定理由 通常運転圧力 (69 kg/cm<sup>2</sup>) に通常運転時の変動と計器誤差などを見込み、 ①余裕のある値 ②万一の大漏洩時には早期に大量に注水できるように通常運転圧力に近い値を選定した。</p>

表3.2.3-4 基本的なセットポイントに関する検討内容

項目	格納容器温度
1. 設置目的	格納容器の外部スプレイ作動信号とする。
2. セットポイント	格納容器内雰囲気温度 : 100 °C
2. セットポイントの設定理由	<p>外部スプレイを効果的に実施するには、スプレイ水を蒸発させることが望ましい。</p> <p>そこで、格納容器内の雰囲気温度が 100 °C となった時点を外部スプレイ作動ポイントとする。</p> <p>尚、格納容器の鋼板の内外温度差および昇温遅れは下記に示す様にわずかである。</p>
1) 鋼板内外での温度差	$\alpha_o \quad \left  \begin{array}{l} \text{①大気中の熱伝達率 } \alpha_o = 2 \sim 10 \text{ Kcal/m}^2 \text{ h } ^\circ\text{C} \\ \text{(自然放熱)} \end{array} \right.$ $\left  \begin{array}{l} \text{②格納容器鋼板の熱伝達率 (厚さ: 約45mm)} \\ \frac{\lambda}{t} = \frac{40}{45 \times 10^{-3}} = 888 \text{ Kcal/m}^2 \text{ h } ^\circ\text{C} \end{array} \right.$ $\text{③格納容器内の熱伝達率 } \alpha_i = \sim 1600 \text{ Kcal/m}^2 \text{ h } ^\circ\text{C} \text{ (凝縮)}$ <p>以上の①～③から、大気中の熱伝達率が他に比べ2桁以上小さいので、格納容器の鋼板の外面温度は、内面温度に近い値となるものと予想される。</p>
2) 鋼板外面の昇温の時間遅れ	<p>格納容器内の雰囲気温度がステップ状に通常温度(約50°C)から120°C(大漏洩時の格納容器内最高温度)に変化した場合、鋼板外面の温度が100°Cに到達する時間をハイスター線図を用いて求めると、2.6分後となる。</p> <p>従って、約3分間の流量は無効となるが、第3.2.2.5項で述べた様に問題ない。</p> <p>(計算条件) 伝熱工学資料参照      板厚、内面熱伝達率、鋼材熱伝導度：上記1)と同じ      温度伝導度 0.0463 m²/h</p>

表 3.2.3-5 プラントパラメータの推移の検討内容

項目	図 3.2.3-2 ~ 図 3.2.3-4 プラントパラメータの推移
1. 各図共通（蓄圧タンクの注水終了圧）	
	終了圧 = 初期圧 (97.5 ata) × $\frac{\text{初期窒素ガス体積} (70 \text{m}^3)}{\text{終了時窒素ガス体積} (140 \text{m}^3)}$ = 48.75 ata → 49 ata
2. 各図共通（下降管および下部ヘッダなどの初期温度）	設備容量の検討では、安全側に冷却材の保有エネルギーが大きくなる様に飽和水と仮定したが、プラントパラメータの推移の検討では、現実的に、給水 (1689 t/h, 185°C) と再循環流量 (4983 t/h) の混合から 253°C を用いるものとした。
3. 各図共通（蒸気逃がし弁の閉止圧力）	蓄圧タンクの注入完了圧力 (49ata) と低温側液相部のフラッシュ防止 (飽和温度 253°C → 飽和圧力 43ata) から、46ata とした。
4. 各図共通（重力注水タンクの注水圧力）	駆動力は水頭差であるので、炉心圧力 + 水頭差 (20m) となる。
5. 各図共通（初期シリンクでの蒸気ドラムの水位低下量）	表 3.2.3-2 から 500 + 100 = 600 mm
6. 図 3.2.3-4 (減圧後の蓄圧タンクからの注水量)	
①蓄圧タンクの保有水	: 70 t
②減圧開始まで	: 23.5 t (97.5 → 73ata)
③減圧～注水終了まで	: ① - ② = 46.5 t
7. 図 3.2.3-4 (減圧後の放出蒸気量)	
①減圧開始時 (冷却材 70ata) の蒸気量	
初期重量	: 6.96 t
水位低下分	: ドラム半径 1550mm から $600 \div 1550 \times 113.9 = 44.1 \text{m}^3$ $44.1 \text{m}^3 \times 35.75 \text{Kg/m}^3 = 1576.6 \text{ Kg} \rightarrow 1.58 \text{ t}$
合計	: 6.96 + 1.58 = 8.54 t
②減圧終了時 (冷却材 46ata) の蒸気量	
蒸気体積 ( $113.9 + 44.1$ ) × 密度 (22.77) = 3598 Kg → 3.60 t	
③液相フラッシュ分	
蒸気ドラム水量	$113.9 - 44.1 = 69.8 \text{ m}^3$
飽和水体積	炉心上部延長部 + 上昇管 + 蒸気ドラム = 150.6
飽和水重量	$150.6 \times 742.5 = 111821 \text{ Kg} \rightarrow 111.82 \text{ t}$
気水分離割合	表 A-2 と同様にして 0.082
フラッシュ量	$111.82 \times 0.082 = 9.17 \text{ t}$
④放出蒸気量	$8.54 - 3.60 + 9.17 = 14.11 \text{ t}$
8. 図 3.2.3-4 (蒸気ドラム水位の変化)	
①減圧開始～注水終了時	
重量増加分	: 注水量 (46.5) - 蒸気放出量 (14.1) = 32.4 t
体積増加分	: $32400 \text{Kg} \div 787.7 \text{Kg/m}^3 = 41.1 \text{ m}^3$
上昇分	: $41.1 \div 113.9 \times 1550 = 559 \text{mm}$
②注水終了～終息時	
46ata 体積	: 全体 (374.2) - 蒸気 ( $113.9 + 44.1$ ) = 216.2 m <sup>3</sup>
50°C 体積	: $216.2 \times 787.7 \div 988 = 172.4 \text{m}^3$
減少分	: $216.2 - 172.4 = 43.8 \text{m}^3$
低下分	: $43.8 \div 113.9 \times 1550 = 596 \text{mm}$

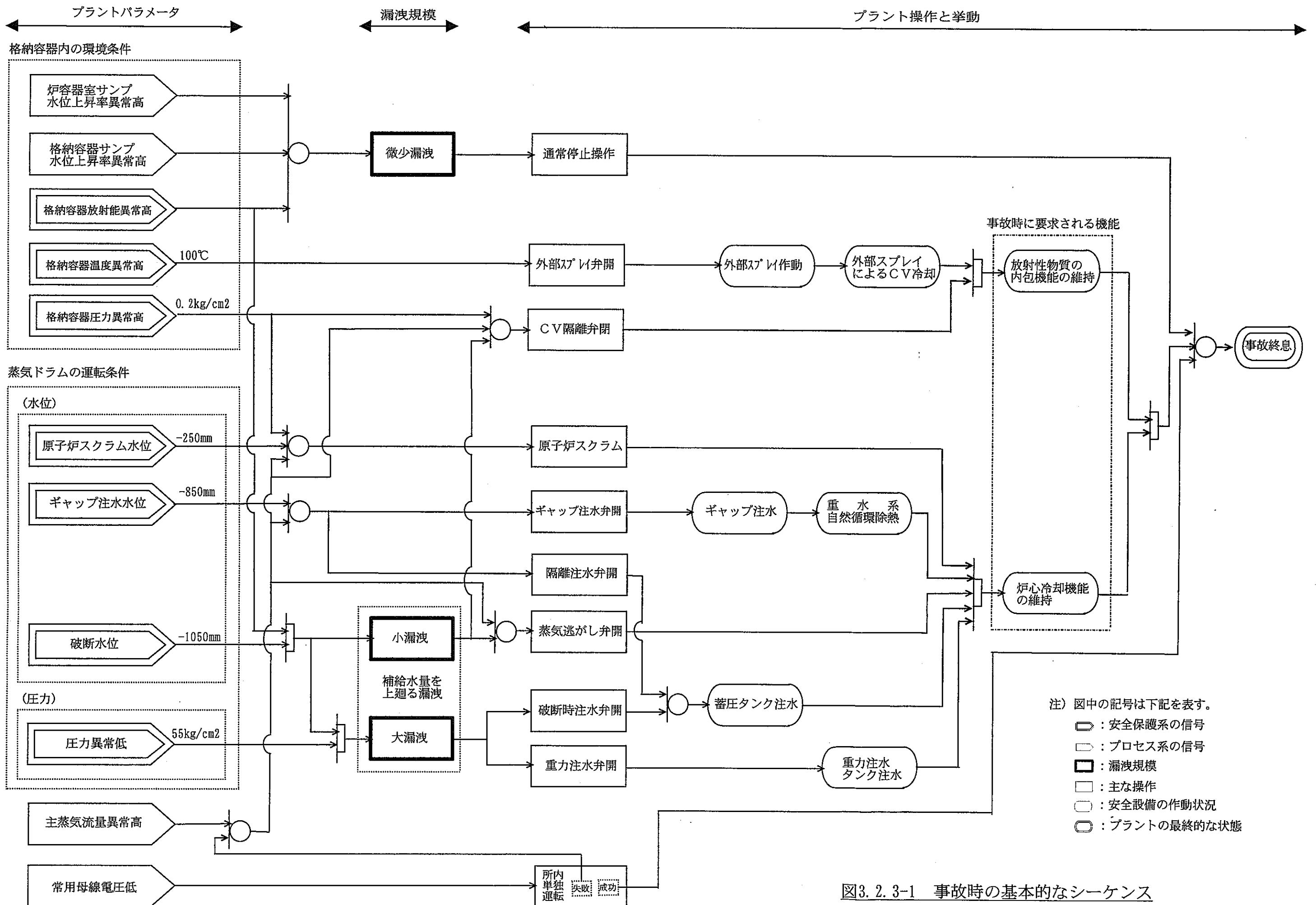
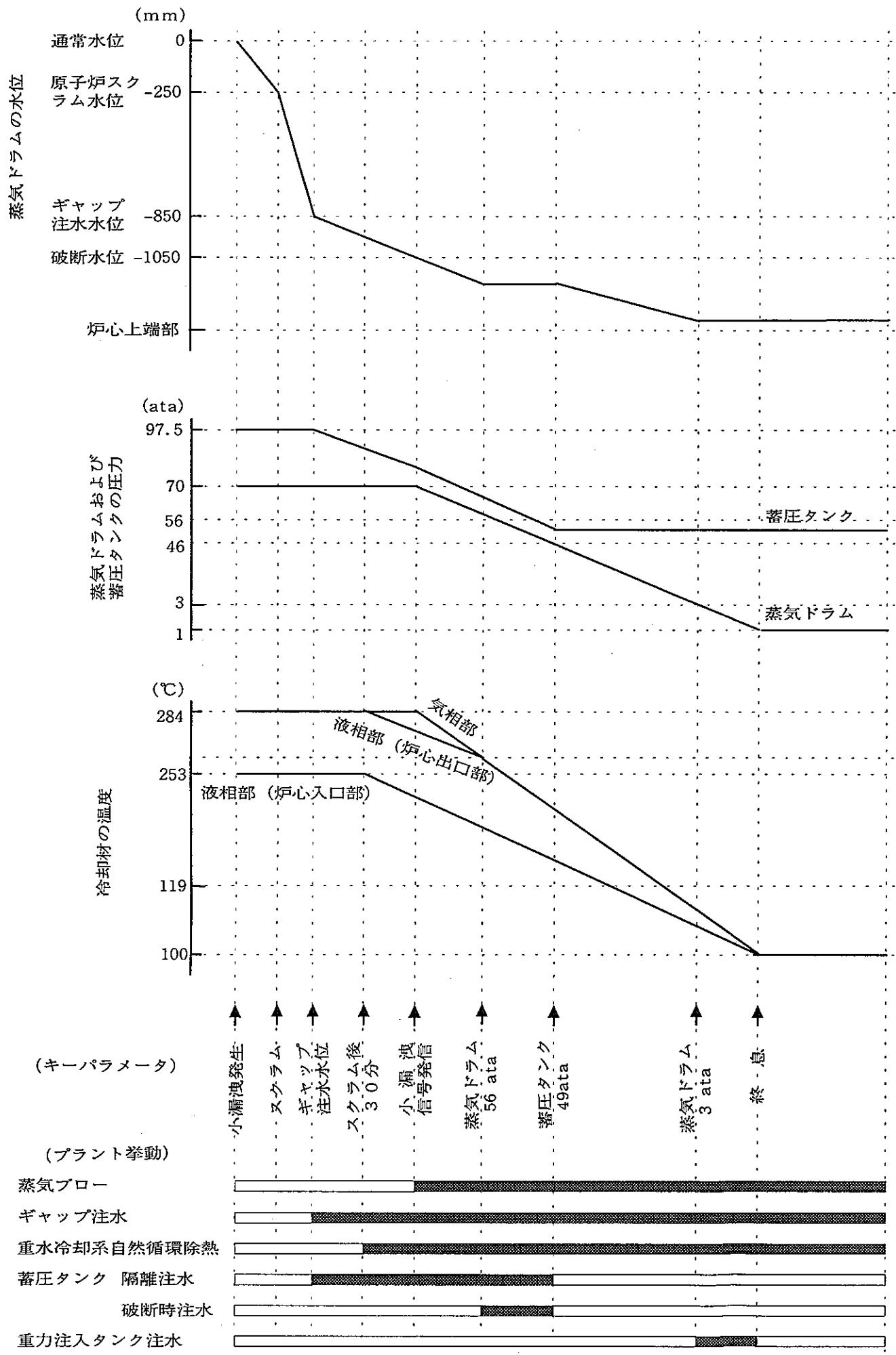


図3.2.3-1 事故時の基本的なシーケンス



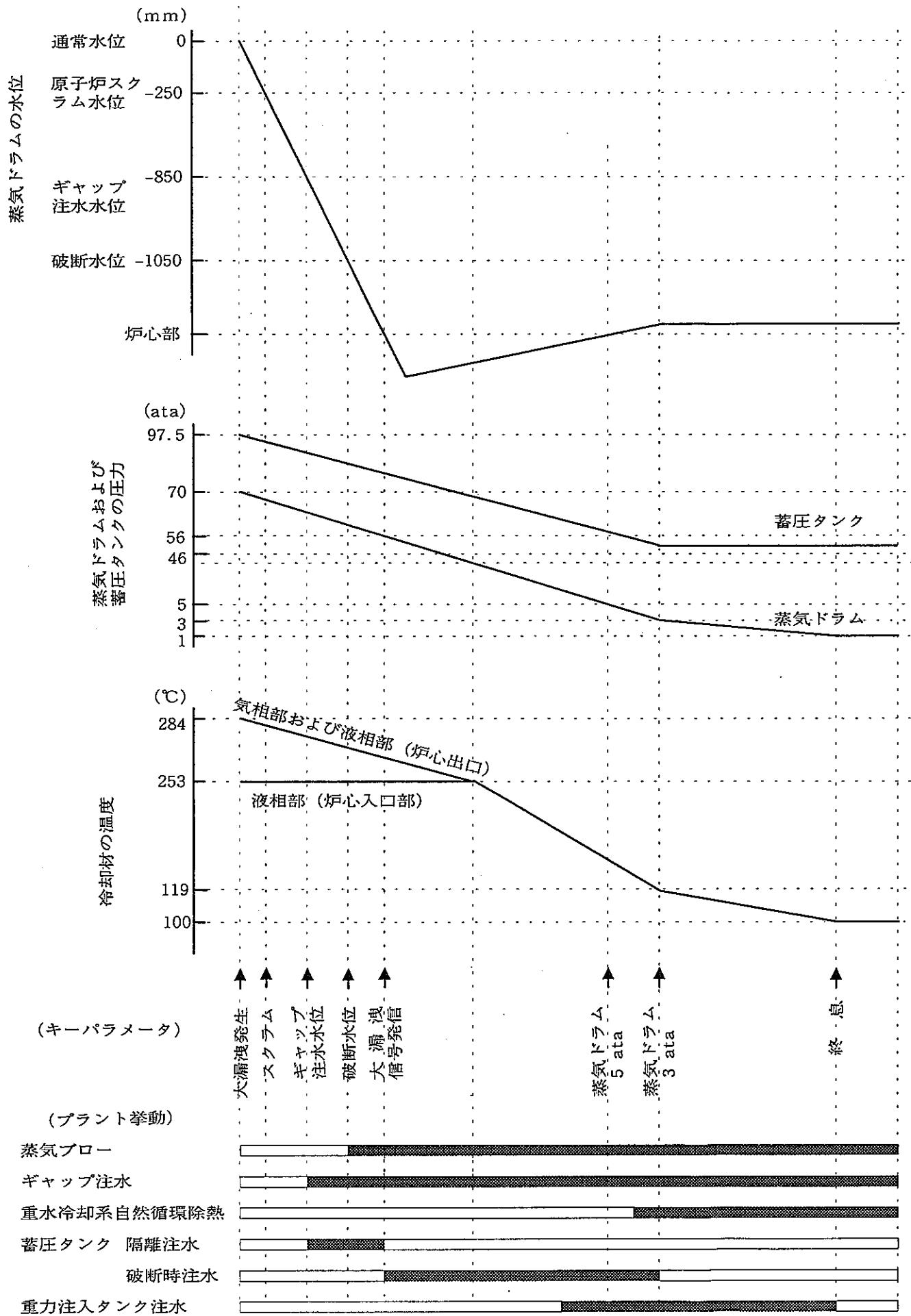
プラントパラメータの推移を左図に、その概要を以下に示す。

- 冷却材の漏洩が発生すると、蒸気ドラムの水位は次第に低下し始め、原子炉スクラム水位に達し、原子炉スクラム信号が発信する。  
原子炉のスクラムにより、冷却材がシューイングし蒸気ドラムの水位は急激に低下し、冷却材の漏洩による水位低下と相まって、ギャップ注水水位に到達する。
- ギャップ注水水位になると、
  - ギャップ注水弁が開かれ、ギャップに注水される。
  - 隔離注水弁が開かれ、蓄圧タンクから蒸気ドラムに注水される。
 などの動作が行われる。
- 隔離注水弁が開かれ蓄圧タンクからの注水が開始されると、蓄圧タンクの圧力は初期圧力 (97.5ata) から 73ata (蒸気ドラム圧力 70ata + ドラムとタンク間の水頭差) まで低下する。
- さらに漏洩が継続すると蒸気ドラムの水位は破断水位まで低下するが、漏洩量が小さい場合には、破断水位に到達する前に、原子炉スクラム後 30 分を経過してギャップ注水による重水冷却系の自然循環で、炉心崩壊熱が除去され始めている。
- 蒸気ドラムの水位が破断水位になり、格納容器放射能異常高信号のANDで小漏洩信号が発信されると、蒸気逃がし弁が開かれ、減圧操作が開始される。  
漏洩量が小さい場合には、原子炉スクラム後 30 分よりも時間が経過しているので、崩壊熱による蒸気発生量は少なく、蒸気逃がし弁が開くと直ぐに減圧が始まる。
- 蒸気ドラムの圧力が 56ata になると、破断時注水弁が開かれ、蓄圧タンクから急速に注水されるので、蒸気ドラムの水位低下は一時的に収まる。  
蓄圧タンクの圧力は、蒸気ドラムの圧力と注水量により定まるので、蒸気ドラムの圧力よりも遅れて低下するが、49ata になると注水は完了し、蓄圧タンクから窒素ガスが炉心に流入しない様に、隔離注水弁および破断時注水弁が閉となる。
- 減圧が進み、蒸気ドラムの圧力が 3ata になると、重力注水タンクから炉心上端部を上回る十分な水が注水されるので、その後の水位は一定に保たれる。
- 気相部の温度は、蒸気ブローが始まるまでは、通常運転温度の 284°C のままであるが、蒸気ドラムの減圧が始まると、圧力に応じた飽和温度となる。  
例えば、蒸気ドラム圧力 41ata で、251°C となる。
- 液相部のうち、炉心出口部などは漏洩量が小さい場合には、蒸気ブローが始まる前に、重水冷却系の自然循環除熱が始まるので、蒸気ドラムの水位がある程度ある場合には、原子炉冷却系の自然循環が期待できるが、重水冷却系の除熱が進むと、炉心出口部などの高温部が低温の下部ヘッダなどよりも高所にあるため、次第に成層化を生じてくる。  
このため、やがて炉心出口部は飽和温度に近い状態が維持され、圧力の低下に応じて、温度が低下する。  
例えば、蒸気ドラム圧力 3ata で、119°C となる。
- 液相部のうち、炉心入口部の温度は、重水冷却系の自然循環除熱により、ゆっくりと低下する。

1) これらの操作により、事故は収束する。

図 3.2.3-2 プラントパラメータの推移

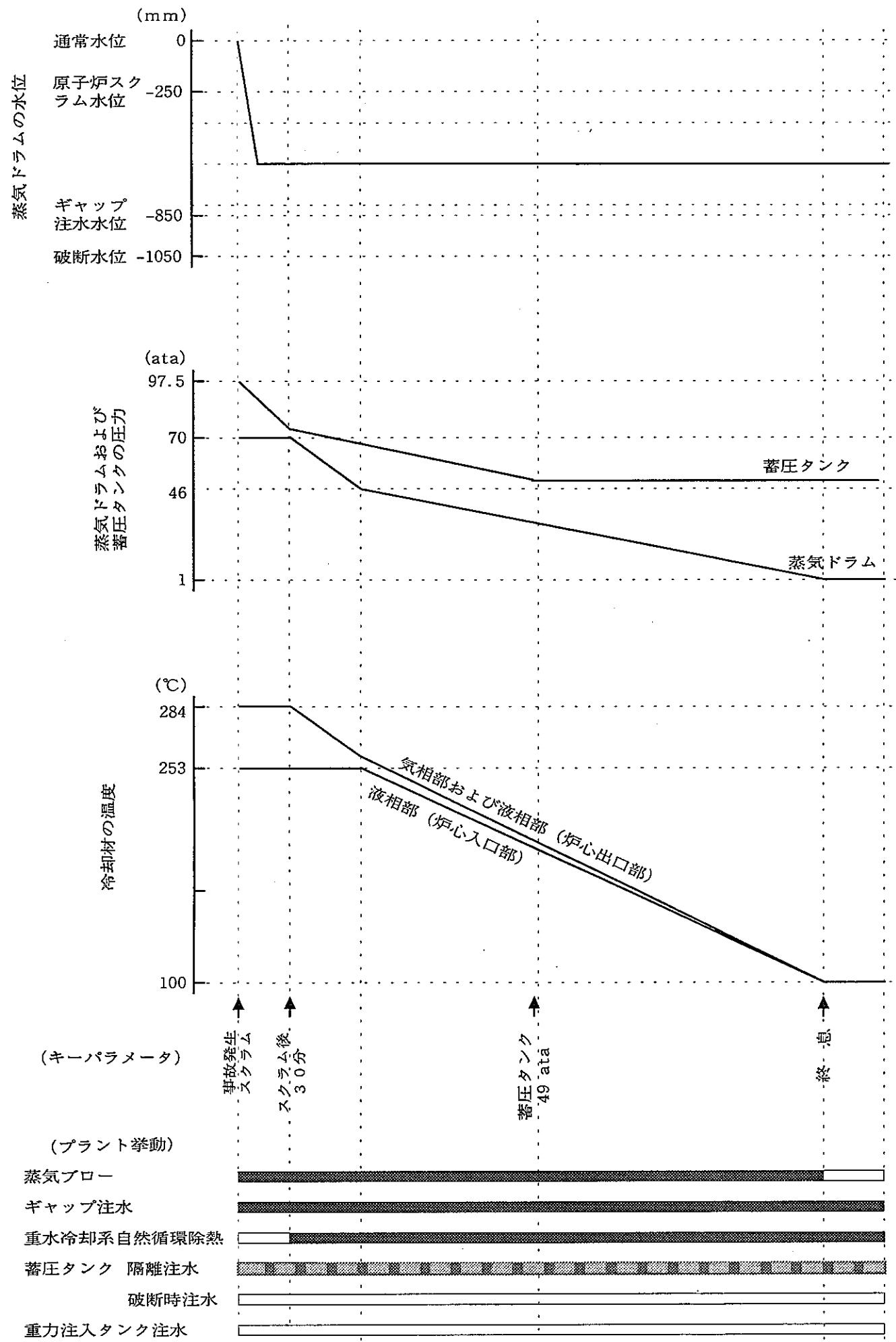
(小漏洩事故)



プラントパラメータの推移を左図に、その概要を以下に示す。

- a) 冷却材の大漏洩が発生すると、蒸気ドラムの水位は急激に低下し始め、原子炉スクラム水位、ギャップ注水水位、破断水位と順次到達する。  
それぞれの水位では、インターロックにより次の動作が行われる。
  - ①原子炉スクラム水位 : 原子炉スクラム
  - ②ギャップ注水水位 : ギャップ注水弁「開」  
隔離注水弁「開」
  - ③破断水位 : 蒸気逃がし弁「開」  
(格納容器放射能異常高とのAND)
- b) 破断水位で蒸気ドラムの圧力が 56ata になると、破断水位と蒸気ドラム圧力異常低と格納容器放射能異常高のANDで、大漏洩信号が発信され、破断時注水弁が「開」となり、蓄圧タンクから急速注水が行われる。  
蒸気ドラムの水位は、炉心部まで低下するが、破断時注水ラインからの急速注水で、水位を回復する。  
また、さらに圧力が低下していった場合に備えて、重力注水タンクからいつでも注水できる様に、大漏洩信号で重力注水弁を「開」として、注水待機状態としておく。
- c) 蓄圧タンクの圧力が、49ata になると、注水が完了するので、蓄圧タンク内の窒素ガスが炉心に流入しない様に、隔離注水弁および破断時注水弁が閉止される。
- d) 破断口から冷却材の流出が継続すると、蒸気ドラムの圧力はさらに低下する。  
蒸気ドラムの圧力が、5ata (大漏洩の場合、この時点では格納容器内の圧力は、3ata程度に上昇しているので、水頭差 2ata とのバランス圧力)になると、冷却材の圧力に重力注水タンクの水頭差が打ち勝ち、重力注水タンクから大量の注水が行われ、炉心上端までおよび炉容器室内を満水にする。
- e) 大漏洩発生時に飽和温度であった気相部および液相部（炉心出口部）は、破断による急激な減圧に対応する飽和温度を示して低下する。  
大漏洩発生時にサブクール状態にあった液相部（炉心入口部）は、破断により圧力が 43ata (初期温度 253°C に対応する飽和圧力) に低下するまでは、ほぼ変化しないが、蒸気ドラムの圧力が 43ata を下回ると、減圧フラッシュを生じながら圧力に応じた飽和温度で降温していく。
- f) 重水冷却系の自然循環除熱は、大破断直後の急激なトランジエンツが過ぎて、蒸気ドラムの圧力が低くなった時点から効果を発揮し始め、満水状態の炉心の崩壊熱を大気へ放出し、ゆっくりと系統温度を低下させプラントを事故終息に移行させる。
- g) 冷却材中の崩壊熱は、以上のように除去されるが、格納容器内に放出されたエネルギーは、格納容器外部スプレイによって大気中に放出される。  
格納容器内の雰囲気が冷却されるにつれて、蒸気ドラムの圧力（格納容器内の圧力）は、3ata から 1ata に、冷却材の温度は 119°C (3ataの飽和温度) から 100°C (1ataの飽和温度) に低下する。
- 1) これらの操作により、事故は収束する。

図 3.2.3-3 プラントパラメータの推移  
(大漏洩事故)



事故信号により

- ① 原子炉スクラム → 蒸気ブロー除熱 (主蒸気逃がし弁1台使用)
- ② 蒸気ドラム逃がし弁開 → ギャップ注水
- ③ ギャップ注水弁開 → ギャップ注水
- ④ 隔離注水弁開 → 蓄圧タンクからの注水 (47 t/h)

などの動作が行われる。

これらの動作に伴うプラントパラメータの推移を左図に、その概要を以下に示す。

- a) 原子炉がスクラムされると冷却材のシューリングで蒸気ドラムの水位は急激にギャップ注水水位近傍まで低下するが、その後の水位は隔離注水系の on-off 運転により、ほぼ一定に制御される。  
この間、蒸気ドラムの圧力はほぼ一定 (70ata) に保たれ、蓄圧タンクの圧力は初期圧力 (97.5ata) から 73ata (蒸気ドラム圧力 + ドラムとタンク間の水頭差) まで低下する。
- b) スクラム後 30 分で、重水冷却系の自然循環による除熱量が崩壊熱とバランスし、以降、崩壊熱による蒸気発生量が次第に減少し、蒸気ブロード量が相対的に多くなるので、蒸気ドラムの圧力は低下し始める。
- c) 蓄圧タンクの圧力は、蒸気ドラムの圧力と注水量により定まるので、蒸気ドラムの圧力よりも遅れて低下し、蓄圧タンクの圧力が 49ata となった時点で、蓄圧タンクからの注水が完了する。  
注水完了後蓄圧タンクから窒素ガスが炉心に流入しない様に、隔離注水弁が閉となる。
- d) 蒸気ドラムの水位は隔離注水を制御することで一定に保もたれる。
- e) 気相部および液相部 (炉心出口部) の温度は、蒸気ドラム圧力に対応した飽和温度で低下する。
- f) 液相部のうち、下降管や下部ヘッダなどの炉心入口部の温度は、初期温度が 253°C (飽和圧力43ata) であるので、蒸気ブロードの影響は受けず、一定に保たれる。  
スクラム後 30 分以降は重水冷却系の自然循環除熱により次第に低下するが、図2.2.1.3-7 に示す様に 2 時間程度では殆ど低下せず、蒸気ドラム圧力が 46 ata になった時点では、まだ 253 °C に近い状態であるが、その後、次第に降温していく。
- g) これらの操作により事故は終息する。

尚、本図は、安全系による電源喪失時の停止方法について示しているが、P S - A T R には、D G に接続した浄化余熱除去系が設けてあり、実際の運用では、この系統により原子炉冷却系のクールダウンが可能である。

図 3.2.3-4 プラントパラメータの推移

(電源喪失事故)

### 3.3 主要システム概念の構築

#### 3.3.1 原子炉本体

##### 1) 原子炉本体の設備の概念

原子炉本体の設備の概念は、基本的に既設の「ふげん」と同様である。

次項で各部の主な設備仕様を述べる。

##### 2) 原子炉本体の主な設備

###### a) 原子炉

原子炉はカランドリアタンク、カランドリア管、制御棒等の案内管より構成されるカランドリアとその付属配管などにより構成され、カランドリア、圧力管集合体とこれらに収容される重水、燃料集合体などの重量は、下部鉄水遮蔽体を介して原子炉基礎に伝えられる。

原子炉の構造図を図 3.3.1-1 に、カランドリアタンクの構成図を図 3.3.1-2 に、主な仕様を表 3.3.1-1 にそれぞれ示す。

尚、主な仕様は「ふげん」および第 2.1 項の検討内容を参考にして定めた。

###### b) 炉心

炉心部は、燃料集合体、燃料集合体を内蔵する圧力管、圧力管を収容するカランドリア管、および制御棒等の案内管を、これらを取囲む炉心タンク内に堅形円柱状に配列した構造を採用するものとしている。

炉心タンク内の空隙部分には、減速材ならびに反射材として用いられる重水を満たすものとしている。

###### c) 燃料集合体

標準燃料集合体は、ジルカロイ-2 製被覆管に、微濃縮ウランペレットまたは天然ウラン・プルトニウム富化ペレットを挿入し、両端を密閉した構造の燃料要素をクラスタ状にまとめ、これを上下端のタイプレートおよびスペーサで支持した構造としている。

燃料集合体の概念を図 3.3.1-3 に示す。

d) 制御棒

制御棒は、起動時、停止時および運転時の原子炉反応度の調整ならびに出力分布調整のために設置され、重水の流体力により、案内管を通して炉心内に出し入れされる。

e) 遮蔽

主な遮蔽は、カランドリアタンクの上下と側部の鉄水遮蔽体、およびコンクリート遮蔽体から構成されている。

鉄水遮蔽体は放射線による発熱を除去するために水冷却を行う構造としている。

表3.3.1-1 原子炉の主な仕様

項目	データ
炉心熱出力	1000MWt
炉心 壓力管本数	640本
炉心有効高さ	2.7m
燃料 燃料形状	28本クラスタ
压力管      内径	117.8mm
肉厚	4.3mm
材質	ジルカロイ－2
カランドリア管外径	162.2mm
肉厚	1.9mm
材質	ジルカロイ－2
カランドリアタンク高さ	約3.7m
外径	約7.8m
重水装荷量	約100m <sup>3</sup>
定格運転条件	
最高使用圧力	82kg/cm <sup>2</sup> g
最高使用温度	296°C

## 3.3.1-4

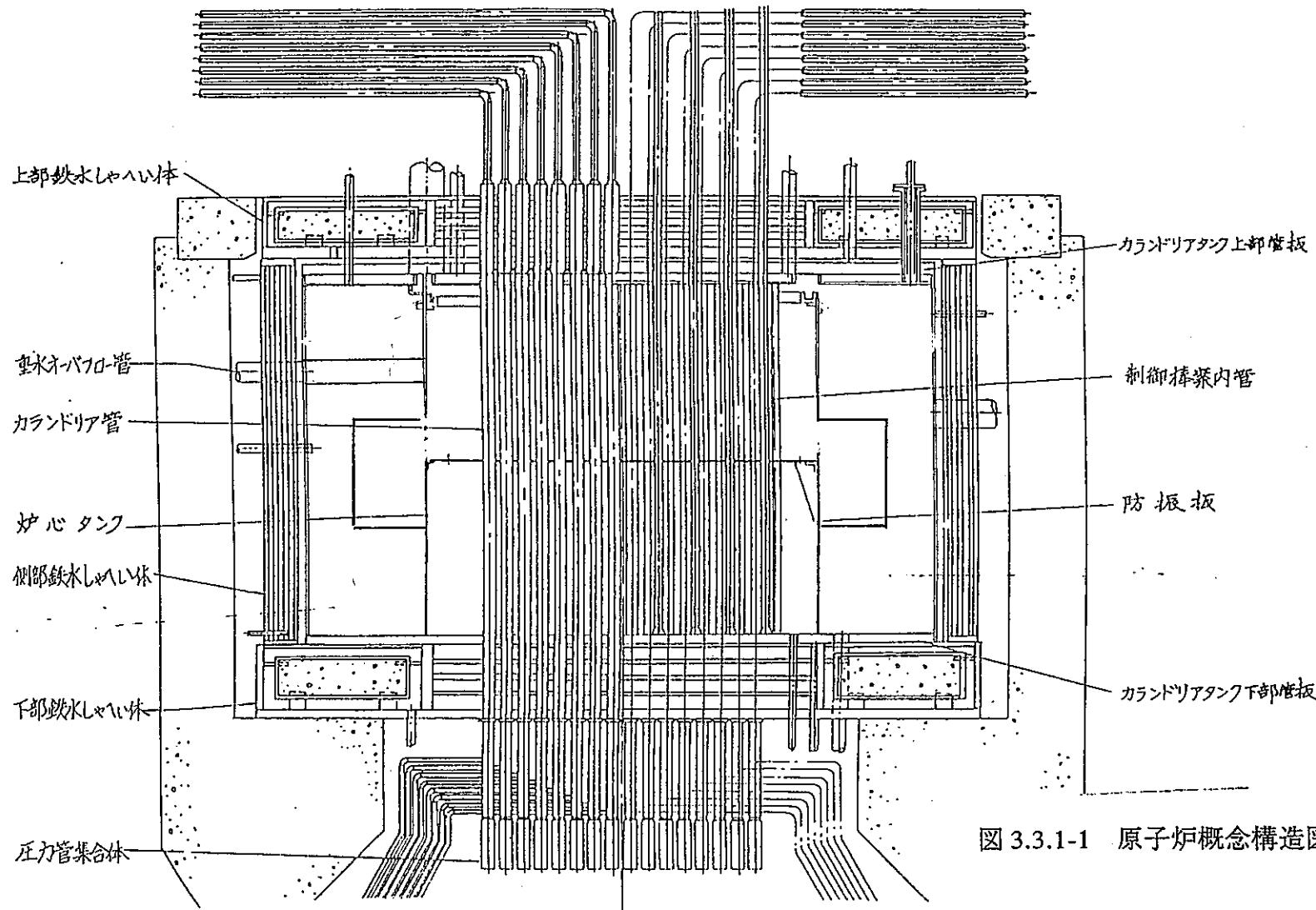


図 3.3.1-1 原子炉概念構造図

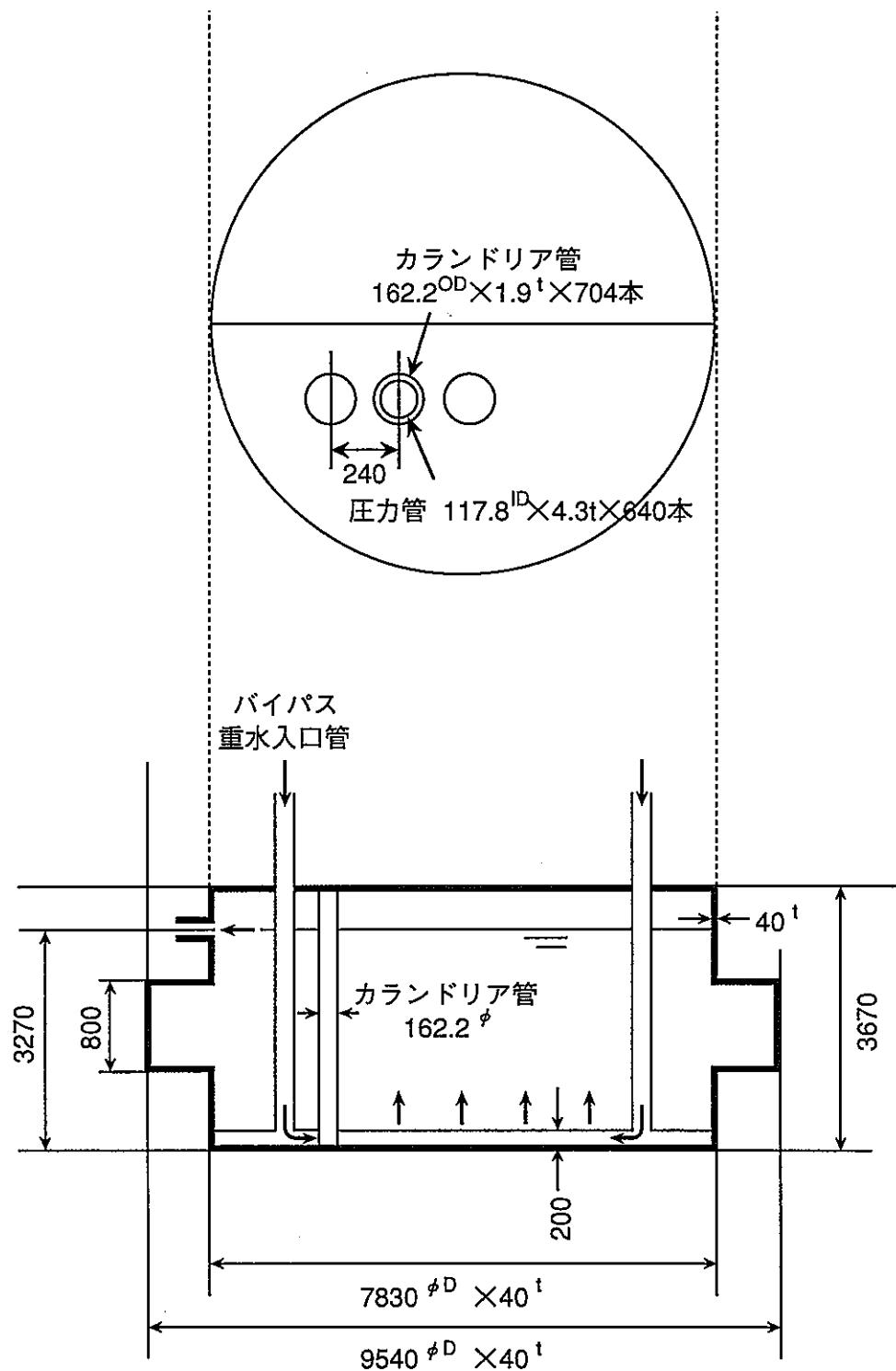


図3.3.1-2 PS-ATRのカランドリアタンク構造概念図

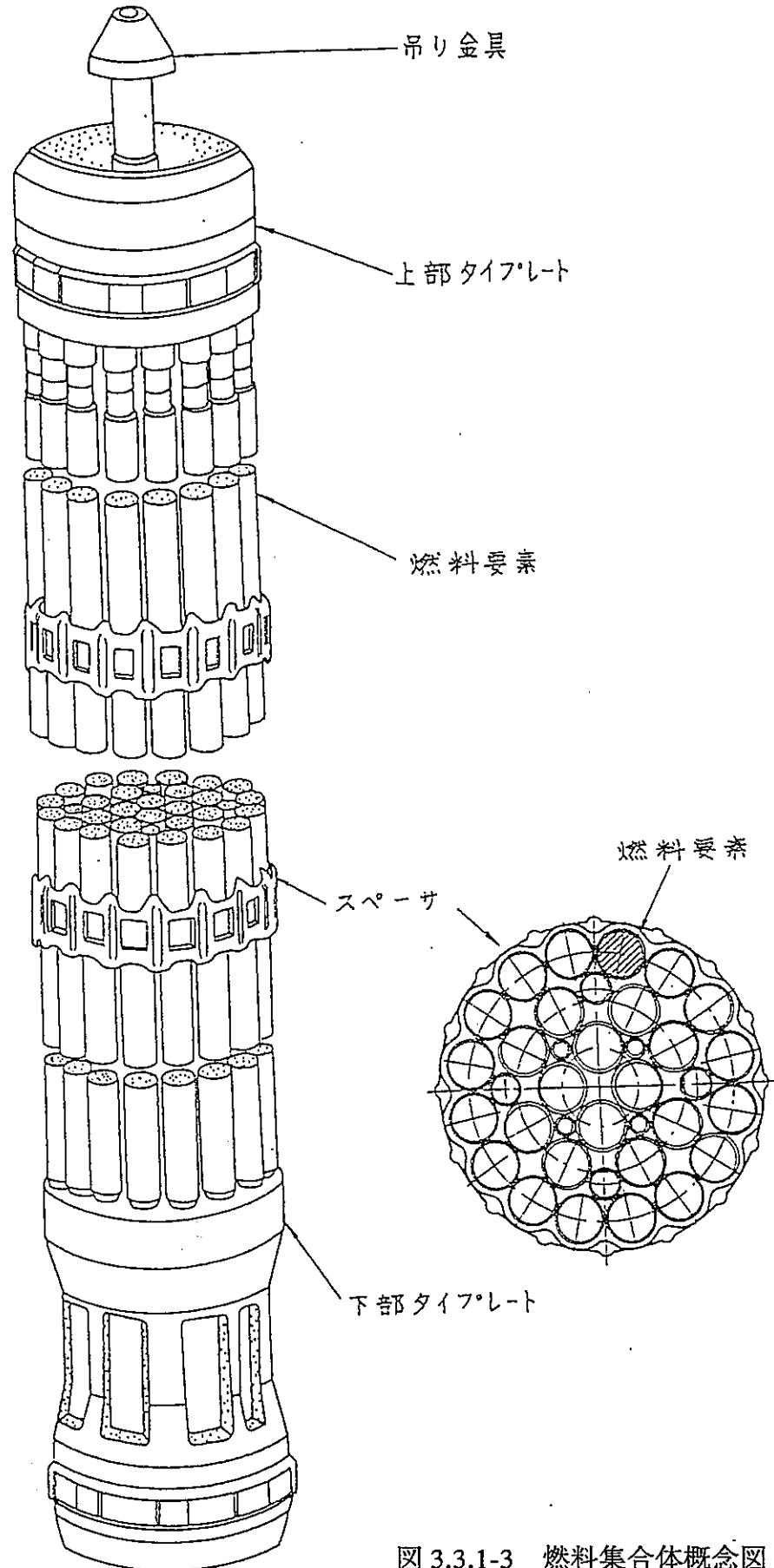


図 3.3.1-3 燃料集合体概念図

3.3.1-6

### 3.3.2 原子炉冷却系

#### 1) 原子炉冷却系の設備の概念

##### i) 設備に要求される機能

本系統には、冷却材を炉心に送り込んで炉心で発生する熱を除去するとともに送り込まれた冷却材が沸騰して生じた蒸気を取り出して、タービン系へ供給する機能が要求されている。

##### ii) 設備の設計条件

① 本系統は、安全性の向上とシステムの簡素化を目標として、冷却材の循環回路には、循環ポンプ等の動的機器を設置しなくても必要な冷却材流量が確保出来る様に、炉心で生じる冷却材の沸騰によるドラフト力を活用した自然循環冷却方式を採用する。

炉心高さ、蒸気ドラムと下部ヘッダとの高低差および配管口径などは、必要な冷却材流量が自然循環により確保される様に定められる。

② 原子炉冷却系の運転温度・圧力および水質は、炉心での核・熱特性について充分な実績のある条件とする為に、既設の「ふげん」と同じ条件とする。

③ 安全対策上、設備面では特に次の配慮が必要である。

a) 主蒸気管が破損した場合など原子炉冷却材が過剰に放出され冷却材喪失事故となったり、あるいは外部に直接放出しないように、また、燃料の破損により、放射性気体ないしは放射性核分裂生成物が主蒸気管を通り復水器空気抽出器より大気中に放出されるのを防ぐために、各主蒸気管の格納器貫通部前後に、主蒸気隔離弁（格納容器隔離弁）を設置するものとする。

b) 主蒸気管破断事故時の蒸気の流出を制限するために蒸気ドラムと蒸気ヘッダとの間に、ベンチュリ形流出制限器を設置するものとする。

c) 蒸気ドラム内で不測の圧力上昇が起こったときにも、原子炉冷却材の圧力バウンダリに損傷が生じないように蒸気ドラムに安全弁を設置するものとする。

④ 原子炉冷却系を構成する機器や配管の材質は、充分実績のある既設「ふげん」と基本的に同じものとする。

- ⑤ 原子炉冷却系には、冷却水の水質の維持と被曝低減のための冷却材中の放射性物質の除去を目的として、冷却材の浄化を行うための系統を接続するものとする。

iii) 設備の構成

原子力冷却系は、蒸気ラインと給水ラインから構成される。各ラインを構成する機器の基本的な形式および構造はサイズを除き基本的に「ふげん」と同様であり、適用される規格基準も既設の「ふげん」と同様なものである。

## 2) 原子炉冷却系の主な設備

原子炉で発生した蒸気は、ドラフト力により蒸気ラインの上昇管を通り蒸気ドラムに運ばれ、蒸気ドラム内に設置された気水分離器で蒸気に含まれた湿分を分離され主蒸気管を通り、主蒸気隔離弁（格納容器隔離弁）を経由して、格納容器外に設置されたタービンに導かれる。

タービンを駆動した蒸気は、復水された後、給水過熱器にて予熱され、給水ポンプによって加圧されて給水管を経て蒸気ドラムに送られる。

蒸気ドラムに供給される給水量は、常に原子炉内に保有される冷却材量が規定範囲内に維持できる様に制御されている。

給水系からの低温の給水と気水分離器で分離された湿分は、蒸気ドラム内で混合して、蒸気ドラムと下部ヘッダ間の高低差により、下降管を通って、再び原子炉へ導かれる。

給水管の途中に冷却材浄化系配管が接続され、浄化された冷却材が給水系に流入する。

給水管には給水配管が破損した場合に原子炉冷却材が破損口から流出しない様に、蒸気ドラムに入る直前に逆止弁が設けられている。

原子炉冷却系の主な系統概念を図 3.3.2-1 に、主な仕様を表 3.3.2-1 に、主な仕様の検討内容を表 3.3.2-2、表 3.3.2-3 に、それぞれ示す。

表 3.3.2-1 原子炉冷却系の主な仕様

項目	仕 様	備 考	
定格熱出力	1000 Mwt		
ループ数	1		
系統の運転条件			
蒸気ドラム	圧力 温度	69 kg/cm <sup>2</sup> g 284 ℃	
	再循環流量	4983 t/h	
	発生蒸気流量	1689 t/h	
	原子炉への給水温度	約 185 ℃	
蒸気ドラム	型 式 基 数 最高使用圧力 最高使用温度 定格蒸気流量 ドラム直径 環状径	環状ドラム 1 基 82 kg/cm <sup>2</sup> g 296 ℃ 1689 t/h 3.1 m 17 m	
	材質	本体 ドライヤ 気水分離器	炭素鋼内面ステンレス鋼 ステンレス鋼 ステンレス鋼
	逃がし弁	基數	2 基
	下部ヘッダとの高低差	20 m	
上昇管	本 数 外 径 材 質	320 本 4 B ステンレス鋼	
下降管	本 数 外 径 材 質	8 本 14 B ステンレス鋼	
下部ヘッダ	基 数 外 径 材 質	1 基 22 B ステンレス鋼	
入口管	本 数 外 径 材 質	640 本 2 B ステンレス鋼	
給水系	流 量 温 度	1689 t/h 185 ℃	

表3.3.2-2 原子炉冷却系の主な仕様の検討内容

機器名称	蒸気ドラム
1. 型式	大型であること、上昇管の均等な配置などの観点から、環状ドラムとする。
2. 容量	<p>解析で用いた条件（表 2.1.2-2 参照）にあわせて、容量を定める。</p> <p>解析の条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①容量 : 113.9 m<sup>3</sup>／ループ</li> <li>②ループ数 : 2</li> </ul> <p>環状ドラムの必要容量</p> $113.9 \times 2 = 227.8 \text{ m}^3 \rightarrow \text{丸めて } 230 \text{ m}^3$
3. 主要寸法	<p>セットポイントと気水分離の性能面から定める。</p> <p>尚、気水分離性能面は「ふげん」の蒸気ドラムの構造を参考にした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①ドラム径 : 下記の高さ関係から、3100 mm</li> <li>②環状径 : 配置上の観点から、17 m</li> </ul> <p>注記) 上記寸法の環状ドラムは、450 m<sup>3</sup>の容量を有するので、解析に対して十分余裕があると思われるが、その影響度合は、詳細設計の段階で確認される事が望ましい。</p>
<u>ドラム水位設定と内部構造物の高さ関係</u>	
	水位 高さ (mm)
頂部	3100
ドライヤ下端 *1	2325
コルゲートセパレータ頂部	1850
中心	1550
コルゲートセパレータ底部	1450
NWL	±0 — 1450
スクラム水位	-250 — 1200
ギャップ注入水位	-850 — 600
破断水位	-1050 — 400 — 上昇管上端高さ *4
底部	0

\*1: 「ふげん」から比例

\*2: 「ふげん」(200mm)より大きく取る

\*3: コルゲートセパレータは、「ふげん」と同じものを用いる

\*4: 「ふげん」と同じ

表3.3.2-3 原子炉冷却系の主な仕様の検討内容

機器名称	蒸気ドラムの逃がし弁
1. 機能	
<p>下記の機能が要求されている。</p> <p>①蒸気のブロー除熱 重水冷却系が自然循環除熱能力を十分発揮するまでの間* の崩壊熱を除去する。 * : スクラム後 30 分まで (崩壊熱と重水冷却系の自然循環除熱量がバランスする時間)</p> <p>②事故後の冷却材の気相部の減圧 事故後すみやかに冷却材の減圧を行う。</p>	
2. 放出蒸気量	
<p>①スクラム後 30 分間 → 崩壊熱による発生蒸気量 表A-3* から、原子炉スクラム後 30 分での崩壊熱積算値は、<math>1.233 \times 10^7 \text{ Kcal}</math> であるので、炉心で発生する蒸気量は、  <math>1.233 \times 10^7 \div 526.3 = 23428 \text{ kg}</math>  <math>\rightarrow 30 \text{ 分で放出 } 23428 \div 0.5 = 46856 \text{ kg/h} \quad \text{丸めて } 47 \text{ t/h}</math></p> <p>②その後の気相部の減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却材の減圧により生じる蒸気量 表A-2* から、<math>49.87 \times 10^3 \text{ kg}</math> (大気圧まで)</li> <li>・当初保有していた蒸気 (70 ata) を減圧するのに必要な放出量 冷却材減圧後の系内の残存蒸気量は、表A-2 から 166 kg である。 当初の蒸気量は、6960 kg であるので、<math>6960 - 166 = 6794 \text{ kg}</math> 放出する必要がある。</li> <li>・合計 <math>49.87 \times 10^3 + 6794 = 56664 \text{ kg}</math> これを 20 分間で放出するためには <math>56.66 \div (20/60) = 169.98 \text{ t/h}</math></li> </ul> <p>*) Appendix 参照</p>	
3. 弁の容量と個数	
<p>①と②から、47 t/h の逃がし弁を 5 ケ (1 ケ予備) とする。</p>	
4. 弁のサイズ	
<p>減圧時の圧力 (70 ata) から弁の C v 値を求める</p> $C_v = \frac{85 W}{C_f \times P_1} = \frac{85 \times 47}{0.9 \times 70} = 63.4 \rightarrow 3 B \text{ 程度}$	

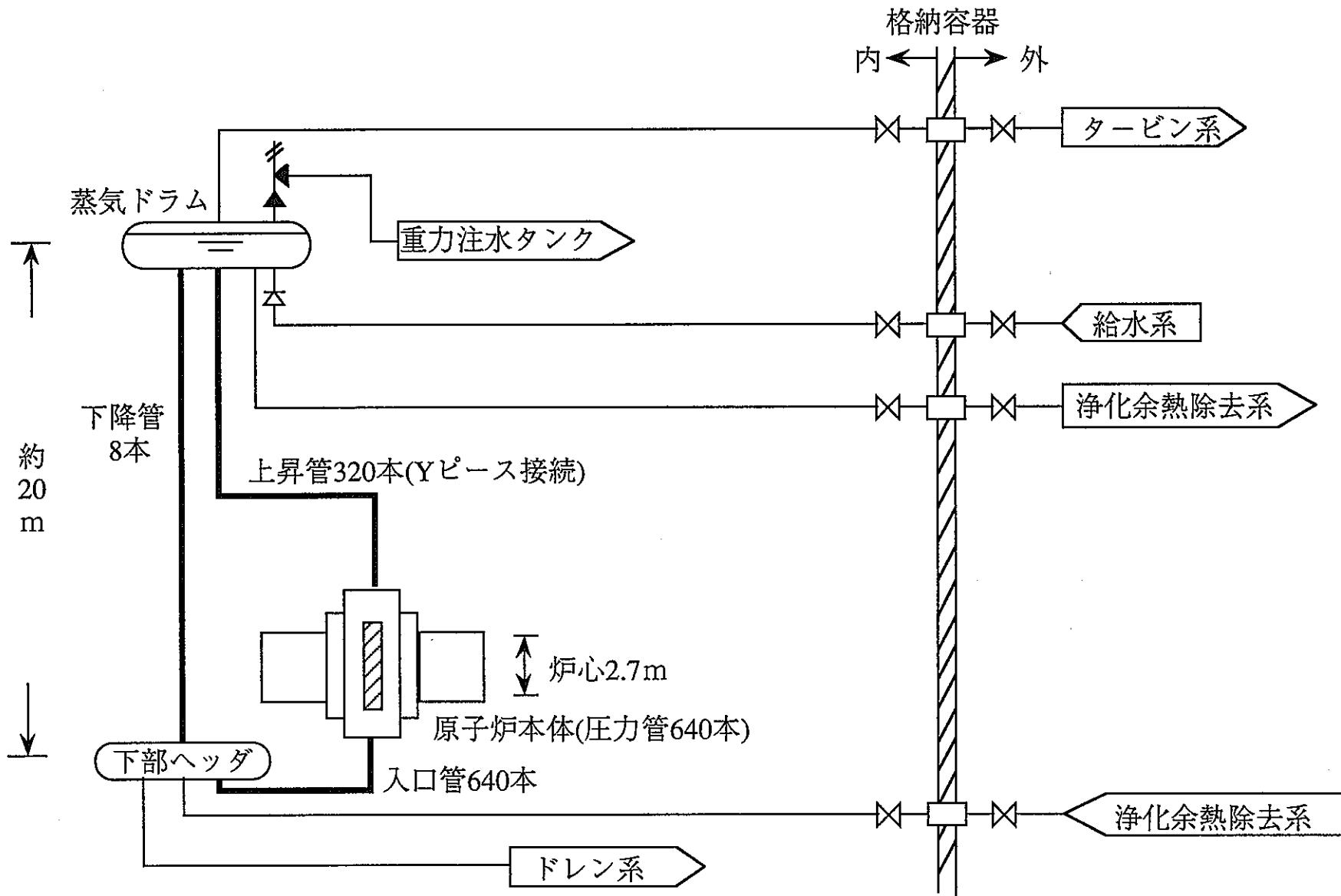


図3.3.2-1 PS-ATRの原子炉冷却系の概念

### 3.3.3 炉停止系

#### 1) 炉停止系の設備の概念

第 3.1.3 項の検討の結果から、炉停止系は、フロート式制御棒及びポイズン急速注水系より成る。

#### 2) 炉停止系の主な設備

炉停止系は、「ふげん」と同様に、下記の設備から構成される。

- ①フロート式制御棒
- ②ポイズン急速注水系

### 3.3.4 非常用炉心冷却系

#### 1) 非常用炉心冷却系の設備の概念

##### i) 設備に要求される機能

非常用炉心冷却系設備には、いかなる状態の冷却材喪失事故時にも燃料被覆の溶融を防止し、さらに、これにともなうジルコニウム-水反応を抑制する機能が要求される。

##### ii) 設備の設計条件

- ① 非常用炉心冷却系は、原子炉冷却系のいかなる状態の破断に対しても有効に作動する様に、原子炉冷却材の圧力および原子炉冷却材の漏洩量に応じて炉心に冷却材を注入出来る様な系統構成とする。
- ② 非常用炉心冷却系は、原子炉冷却材喪失事故時の炉心冷却に対する高い信頼性を達成する為に、独立性・多重性を有する系統構成とする。
- ③ 各系統を構成する機器は、原子炉冷却材喪失事故の影響によっても系の能力がそこなわれない様にする為、いずれも機能上の高い信頼性を有するものとする。
- ④ 各系統の駆動用電源は、外部電源がない場合でも、その機能に支障をきたさない様に、すべて夫々独立した非常用母線に接続する。  
また、計装用電源は、無停電電源に接続する。
- ⑤ 非常用炉心冷却系とその構成機器の高い信頼性を維持する為に、原子炉運転中においても非常用炉心冷却系の運転可能性および機能について定期的に試験ができる様にする。

##### iii) 設備の構成

非常用炉心冷却系設備は、蓄圧タンク注水系、重力注水系、重水冷却系およびギャップ注水系から構成され、各々2系統設置される。

蓄圧タンク注水系は、原子炉冷却材の圧力が高い場合に、重力注水系は、原子炉冷却材の圧力が低い場合に、冷却系に冷水を注水するために設置される。

ギャップ注水系は、PS-ATR 特有の設備であり、炉心の熱を重水冷却系へ移すために設置される。

重水冷却系は、ギャップ注水系によるギャップ注水後の炉心→ギャップ→重水→大気への熱移動により、炉心の冷却を行う。

## 2) 非常用炉心冷却系の主な設備

### a) 蓄圧タンク注水系

- ・蓄圧タンク
- ・注水配管および弁類
- ・蓄圧タンクへの窒素ガス供給系および給水系

### b) 重力注水系

- ・重力注水タンク
- ・注水配管および弁類
- ・タンクへの給水系

### c) 重水冷却系

第 3.3.6 項参照

### d) ギャップ注水系

第 3.3.7 項参照

非常用炉心冷却系の主な系統概念を図 3.3.4-1 に、主な仕様を表 3.3.4-1 に、主な仕様の検討内容を表 3.3.4-2、表 3.3.4-3 に、それぞれ示す。

表 3.3.4-1 非常用炉心冷却系の主な仕様

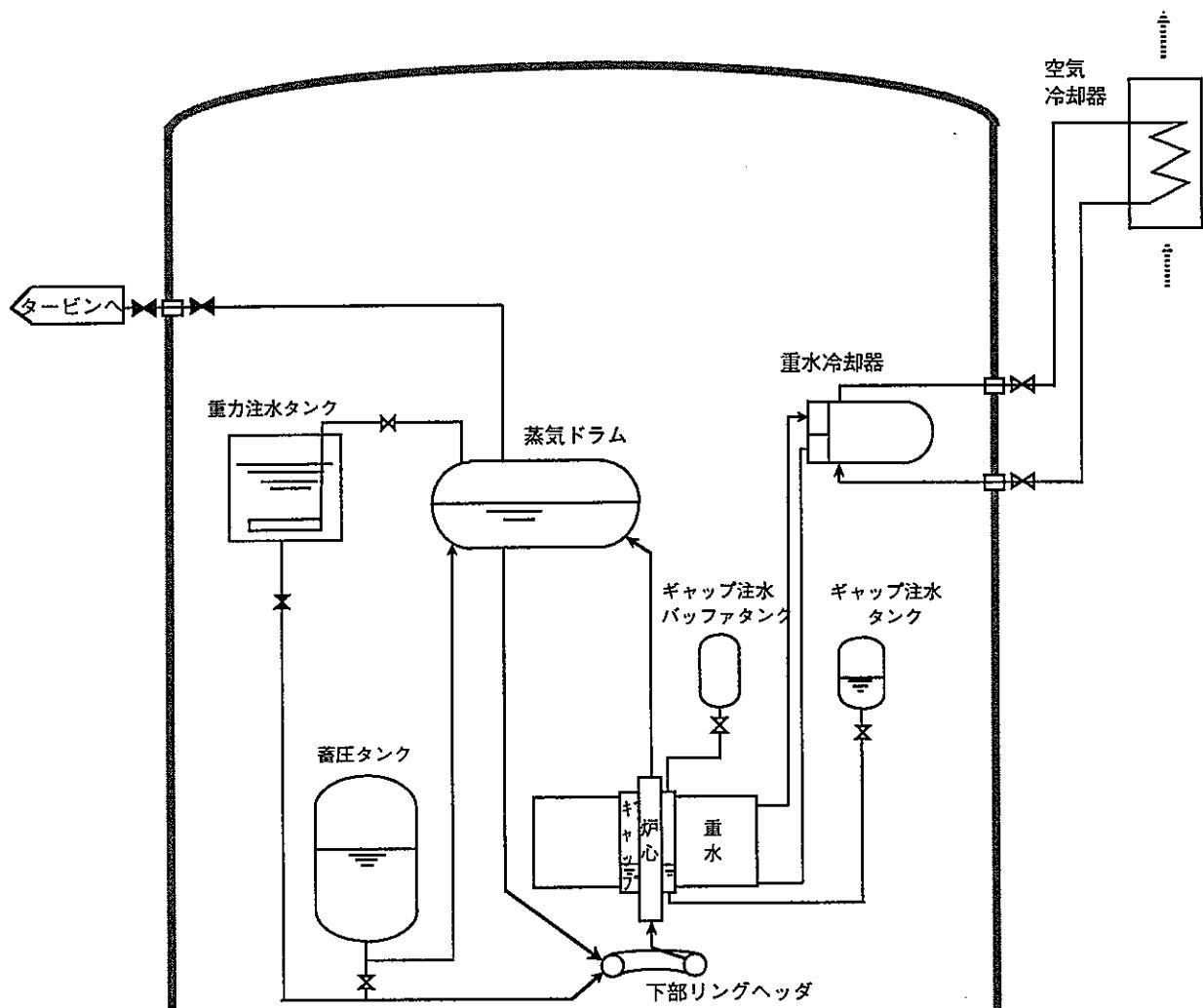
項目	仕様	備考
蓄圧タンク 型式	縦置円筒型	
基 数	2 基	
最高使用圧力	98 Kg/cm <sup>2</sup>	
最高使用温度	130 °C	
材 質	炭素鋼	
外 径	5.5 m	
高 さ	9 m	
容 量	160 m <sup>3</sup>	
重力注水 タンク 型式	縦置円筒型	
基 数	1 基	
最高使用圧力	開放タンク	
最高使用温度	130 °C	
材 質	炭素鋼	
外 径	3.8 m	
内 径	3.2 m	
高 さ	6 m	
容 量	1700 m <sup>3</sup>	
付属設備	タンク内にスパージャ 設置	

表3.3.4-2 非常用炉心冷却系の主な仕様の検討内容

機器名称	蓄圧タンク
1. 機能	
①冷却材漏洩時の炉心への注水 ②原子炉スクラム後の蒸気ブロー除熱での保有水減少分の補給	
2. 注入量	
<p>急激な注入が必要となる大破断が、蓄圧タンクにとって設計点となる。          破断口からの流出は様々な形態となる事が予想されるが、最終的には、          冷却水のフラッシュ分と崩壊熱により発生した蒸気分が炉心冠水を妨たげる          方向に作用するので、安全側にこれらが瞬時に発生したとする。</p>	
<p>①冷却材のフラッシュ分 : 45.87 t (表 A-2* 参照 大漏洩)          ②崩壊熱による蒸気分 : 23.4 t              ギャップ注水により炉心除熱が可能となるまでの時間は、30分              であるので、蒸気発生量は、23.4 t である。 (表3.3.2-3参照)          ③大破断時の放出量 : <math>45.87 + 23.4 = 69.27 \text{ t}</math>              これから、蓄圧タンクの注入量を 70 t とする。</p>	
3. 注入流量	
<p>1) 破断時注水ライン (大漏洩時)              炉心冷却のためには流出量と同等以上に注入する事が望ましい。          ①上昇管破断時の流出流量 : 260 t/h          ②下降管破断時の流出流量 : 1806 t/h          ③入口管破断時の流出流量 : 44 t/h              最大流出流量は、1806 t/h であるので、ライン流量を 切りの良い、              1800 t/h とする。</p>	
<p>2) 隔離注水ライン (蒸気ブロー時)              注入速度は、<math>23.4 \div 0.5 = 46.8 \text{ t/h} \rightarrow \text{丸めて } 47 \text{ t/h}</math></p>	
4. 注入時間	
最大注入流量での全量注入時間は、 $70 \div 1800 = 0.0389 \text{ h} \rightarrow 2.3 \text{ 分}$	
5. タンクの主要寸法	
<p>1) 基本形状              「ふげん」と同様、縦置円筒型で液相部と気相部の体積を等しくする。  <math>P_1 V_1 = P_0 V_0</math>  <math>P_1</math> : 蒸気ブロー後の最高圧力 (<math>70+3</math> (水頭差) = 73 ata)  <math>V_1</math> : 蒸気ブロー時の注入後の体積 (<math>23.4+70=93.5 \text{ m}^3</math>)  <math>P_0</math> : 初期圧力  <math>V_0</math> : 初期体積 (<math>70 \text{ m}^3</math>)              から、初期圧力は、97.5 ata となる。 → 最高使用圧力: 98 Kg/cm<sup>2</sup></p>	
<p>2) 外径および高さ              外径と高さの比を 1.5 度として、              外径: 5.5 m、高さ: 9 m、容量: <math>160 \text{ m}^3</math>              とする。</p>	
<p>* ) Appendix 参照</p>	

表3.3.4-3 非常用炉心冷却系の主な仕様の検討内容

機器名称	重力注水タンク								
1. 機能									
<p>冷却材の圧力が、5 ata *よりも低下した場合に炉心に冷却水を注入し、炉心の冠水を維持する。</p> <p>また、蒸気逃がし弁からの高温高圧の蒸気を受け入れて凝縮させ格納容器内へに放射性物質の拡散を防止する。</p> <p>* : 大漏洩時の格納容器内の最高圧力 3 ata に、位置ヘッド 20 m を考慮した値</p>									
2. タンクの容量									
<p>1) 炉心冠水のための注入量</p> <p>配管破断時の初期の急激なトランジエントが過ぎると比較的緩慢な変化が継続する。</p> <p>この時点では、炉心崩壊熱はギャップ注水系／重水冷却系で除去されているので、重力注水タンクからの注水は炉心下部を満水にし長期的に炉心の冠水を維持することが目的になる。</p> <p>炉心下部の空間体積は、924 m<sup>3</sup>である。 (φ 14m × h 6m)</p>									
<p>2) 逃がし弁からの蒸気の凝縮</p> <p>逃がし弁から流入する蒸気量は、<math>23.4 + 57 = 80.4 \text{ t}</math> (表3.3.2-3参照)</p> <p>これを効率良く凝縮させるために、タンク内の昇温を半分程度とし  <math>V \times 1000 \times 1.0 \times (100 - 50) \div 2 = 80.4 \times 10^3 \times 526.3</math></p> <p>から、<math>V = 1692 \text{ m}^3</math> となる。 → 丸めて 1700 m<sup>3</sup></p>									
<p>3) タンクの容量</p> <p>上記のうち大きい方の値を採用して、1700 m<sup>3</sup>とする。</p>									
3. 主な寸法									
<p>容量がかなり大きいので、格納容器内面に環状ピットとして配置する。</p> <table> <tr> <td>①基 数 :</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>②外 径 :</td> <td>38 m</td> </tr> <tr> <td>内 径 :</td> <td>32 m</td> </tr> <tr> <td>③高 さ :</td> <td>6 m</td> </tr> </table> $\frac{\pi}{4} (38^2 - 32^2) \times 6 = 1979$		①基 数 :	1 基	②外 径 :	38 m	内 径 :	32 m	③高 さ :	6 m
①基 数 :	1 基								
②外 径 :	38 m								
内 径 :	32 m								
③高 さ :	6 m								
4. その他									
<p>タンク内で蒸気を効率良く凝縮させるためにスパージャを設置する。</p>									



注1) 本図は重水冷却系の自然循環除熱と

蒸気逃し弁のブロード示す。

注2) 自動遠隔作動弁

図3.3.4-1 非常用炉心冷却系の概念

### 3.3.5 崩壊熱除去系

#### 1) 崩壊熱除去系の設備の概念

崩壊熱除去系の設備に要求される機能、設備の条件および設備の構成は、基本的に「ふげん」と同じである。

#### 2) 崩壊熱除去系の主な設備

PS-ATRでは、表 3.3.5-1 に示す設備が「ふげん」から変更されている。

系統構成の概念を図3.3.5-1 に、主な設備の仕様を、表 3.3.5-2 に、主な仕様の検討内容を表 3.3.5-3 に、それぞれ示す。

表 3.3.5-1 「ふげん」からの変更点

「ふげん」の設備	
1. 余熱除去系	<p>浄化余熱除去系の設置          冷却材浄化系にある非再生熱交換器・ポンプの容量upを行い、余熱除去時にも使用できる様にした。          (図 3.3.5-1 参照)</p>
2. 隔離冷却系	<p>一 (削除)          下記に示す他の設備を使用          ①蒸気ドラムの逃がし弁          ②ギャップ注水系および重水冷却系</p>
3. その他 再循環ポンプシールリンク系	<p>一 (削除)          再循環ポンプを設置しないため</p>

表 3.3.5-2 崩壊熱除去系の主な仕様

項目	仕 様	備 考
再生熱交換器		
型 式	横置円筒型	
基 数	1 基	
非再生熱交換器		
型 式	横置円筒型	
基 数	1 基	
交換熱量	$3.14 \times 10^6$ Kcal/h	
ポンプ		
型 式	横置渦巻型	
基 数	2 基	左記の 2 点仕様の ポンプとする。
浄化時		
流 量	110 m <sup>3</sup> /h	
吐出圧	75 Kg/cm <sup>2</sup>	
余熱除去時		
流 量	490 m <sup>3</sup> /h	
吐出圧	60 Kg/cm <sup>2</sup>	

表3.3.5-3 崩壊熱除去系の主な仕様の検討内容

機器名称	非再生熱交換器およびポンプ
1. 非再生熱交換器の交換熱量	
交換熱量は、プラントの熱出力に比例するとして、概算する。	
$\text{プラントの熱出力比} = \frac{1000}{557} = 1.795$	
「ふげん」の余熱除去系の熱交換器の交換熱量 $1.75 \times 10^6 \text{ Kcal/h}$ から、 $1.75 \times 10^6 \times 1.795 = 3.14 \times 10^6 \text{ Kcal/h}$ となる。	
2. ポンプの流量	
1) 淨化運転時	
「ふげん」の流量 $60 \text{ m}^3/\text{h}$ から熱出力比で概算する。 $60 \times 1.795 = 107.7$ 丸めて $110 \text{ m}^3/\text{h}$ 吐出圧は、冷却材の圧力に $5 \text{ Kg/cm}^2$ 程度加算し、 $75 \text{ Kg/cm}^2$	
2) 余熱除去運転時	
「ふげん」の流量 $270 \text{ m}^3/\text{h}$ から熱出力比で概算する。 $270 \times 1.795 = 484.7$ 丸めて $490 \text{ m}^3/\text{h}$ 吐出圧は、「ふげん」と同じとする。 → $60 \text{ Kg/cm}^2$	

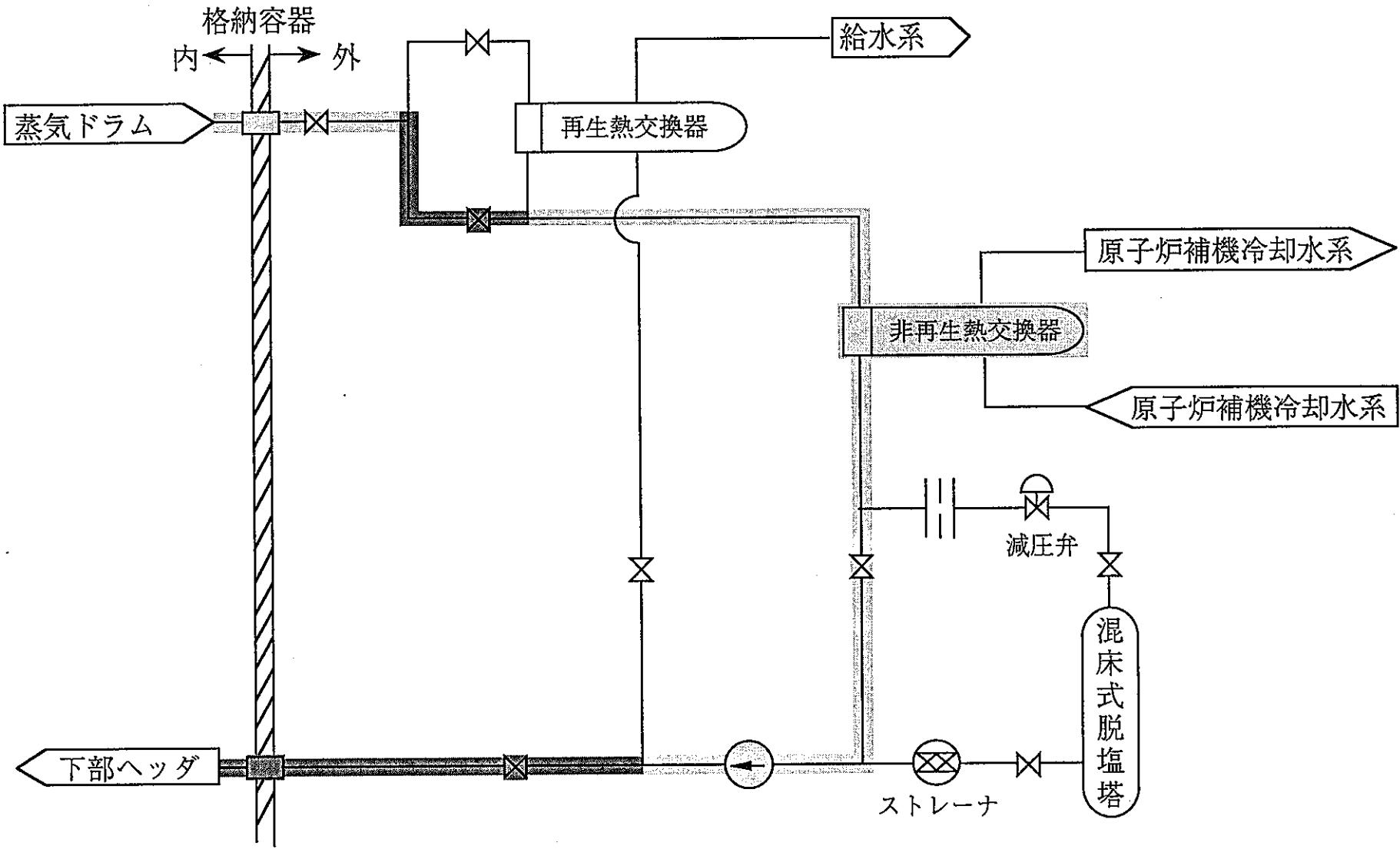


図3.3.5-1 净化余熱除去系

: 余熱除去機能を追加するために  
相対的に容量をUPした箇所

: 余熱除去機能を追加するために  
新設したライン

### 3.3.6 重水冷却系

#### 1) 重水冷却系の設備の概念

##### i) 設備に要求される機能

炉心で発生する中性子を減速し効率良く核分裂を持続させるために、重水を用いる。

重水冷却系は、中性子減速により重水内に発生した熱を除去し、重水が高温とならない様に系統の温度を制御する機能が要求される。

また、重水は高価なため、系統の重水容量を小さくすることが要求される。

尚、初期炉心における余剰反応度吸収のために、液体ポイズン（濃縮ボロン 10B の溶解液）を供給するポイズン供給系と重水中の腐食生成物や不純物の除去あるいは初期炉心で注入した液体ポイズンの燃料の燃焼度に応じた除去のために重水浄化系が、重水冷却系の関連設備として要求される。

##### ii) 設備の設計条件

① 重水冷却系は、「ふげん」と同様に、重水内に発生する放射性物質が格納容器外へ出ない様に、直接中性子を減速する重水を含む 1 次系（重水）と放射化されない 2 次系の 2 系統の構成とし、中間に重水冷却器を設置する。

尚、2 次系の冷却材は、コスト面から軽水とする。

② 重水の発熱量が比較的大きいため、重水冷却系の運転は、通常運転時には、ポンプによる強制循環方式とするが、電源喪失時には、安全系設備の簡素化の観点から 1 次系・2 次系とも自然循環方式とする。

③ 電源喪失時に自然循環により冷却流量を確保するために、電源喪失時の 2 次系の最終ヒートシンクを大気とし、空気冷却器ラインおよび空気冷却器を設置する。

また、これに関連して、2 次系で通常運転時に用いる補機冷却器のラインとの切り替えのための弁および配管を設置する。

④ 電源喪失時に自然循環により冷却流量を確保できる様に、機器相互の高低差および配管サイズなどを考慮する。

- ⑤ 重水冷却系の運転温度・圧力および水質は、充分な実績のある「ふげん」と同程度の条件とする。
- ⑥ 重水冷却系を構成する機器や配管の材質は、充分な実績のある「ふげん」と基本的に同じとする。
- ⑦ その他、系統の運転温度の変化による冷却材の体積変化を吸収するためのサージタンクおよび万一、系統内で異常昇圧が発生した場合に、機器や配管の破損を防ぐための逃し弁などを設置する。

iii) 設備の構成

重水冷却系は、1次系と2次系から構成される。

空気冷却器を除き、1次系・2次系とも各ラインを構成する機器の基本的な形式および構造は、サイズを除き基本的に「ふげん」と同様であり、適用される規格基準も「ふげん」と同様なものである。

2) 重水冷却系の主な設備

重水冷却系の1次系及び2次系の主な設備は、以下の通りである。

a) 1次系

1次系は、循環ポンプ、重水冷却器、サージタンク配管および弁から構成される。

このうち、重水冷却器とサージタンクは通常運転時も事故時も用いられるが、循環ポンプと1部の配管は、通常運転時のみに用いられる。

b) 2次系

2次系には、通常運転時に用いるラインと電源喪失時に用いるラインがある。

通常運転時に用いるラインは、循環ポンプ、補機冷却器、サージタンク、配管および弁が設置される。

電源喪失時に用いられるラインには、空気冷却器、配管および弁が設置される。

尚、電源喪失時に用いられるラインは、ラインの温度変化による体積膨張を吸収できる様に、通常運転時に用いるラインとの連通を確保できる様な運用を行うものとしている。

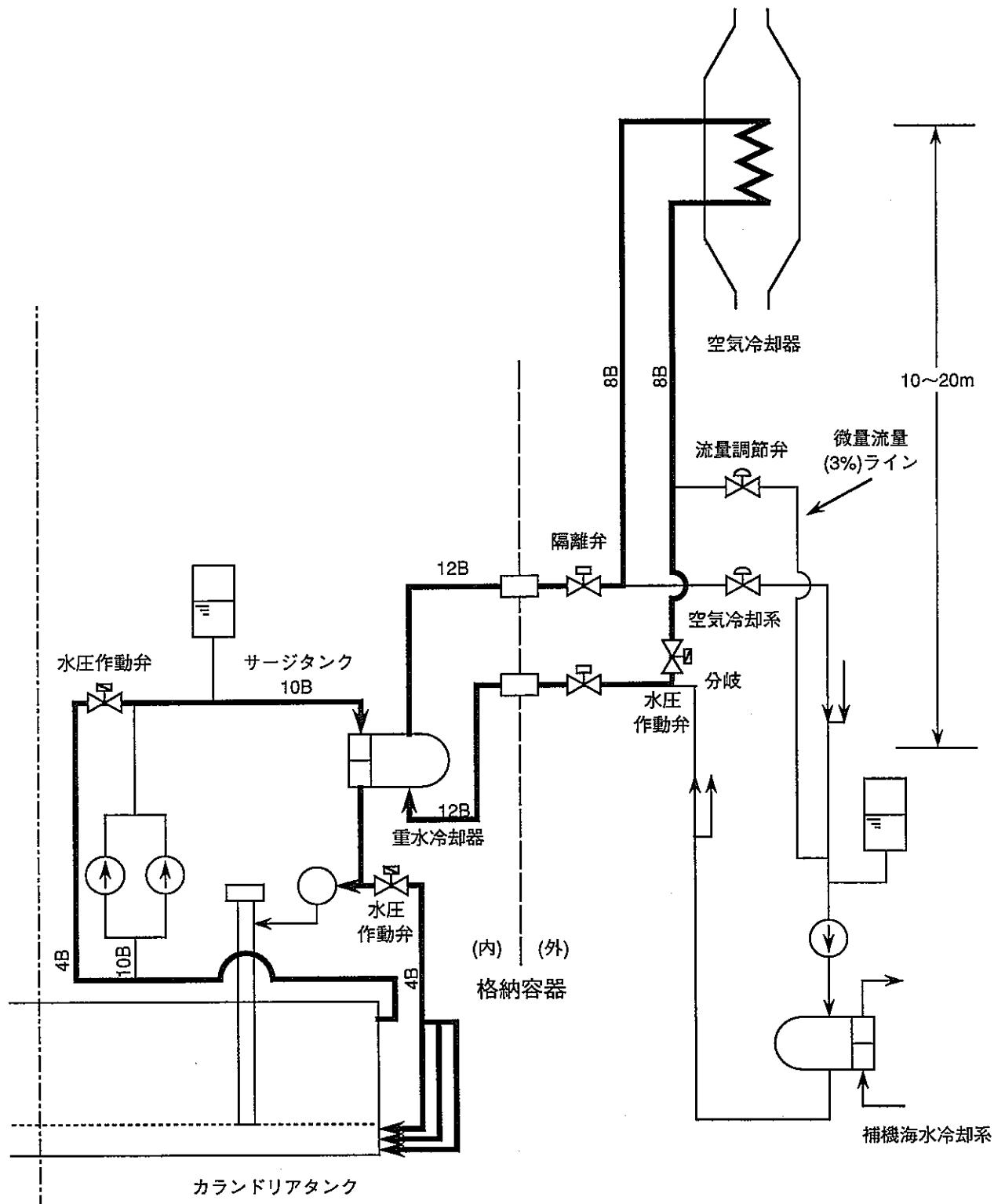
重水冷却系の主な系統概念を図 3.3.6-1 に、自然循環能力の評価に大切な機器および配管のレイアウト概念と圧損要因を図 3.3.6-2、図 3.3.6-3 に、重水冷却器の概念を図 3.3.6-4 に、空気冷却器の概念を図 3.3.6-5 に、主な仕様を表 3.3.6-1 にそれぞれ示す。

尚、主な仕様の検討内容は、第 2.2 項に示す。

また、重水冷却器と空気冷却器については、今後、自然循環余熱方式としての最適化検討を行い、構造・寸法を定めるものとする。

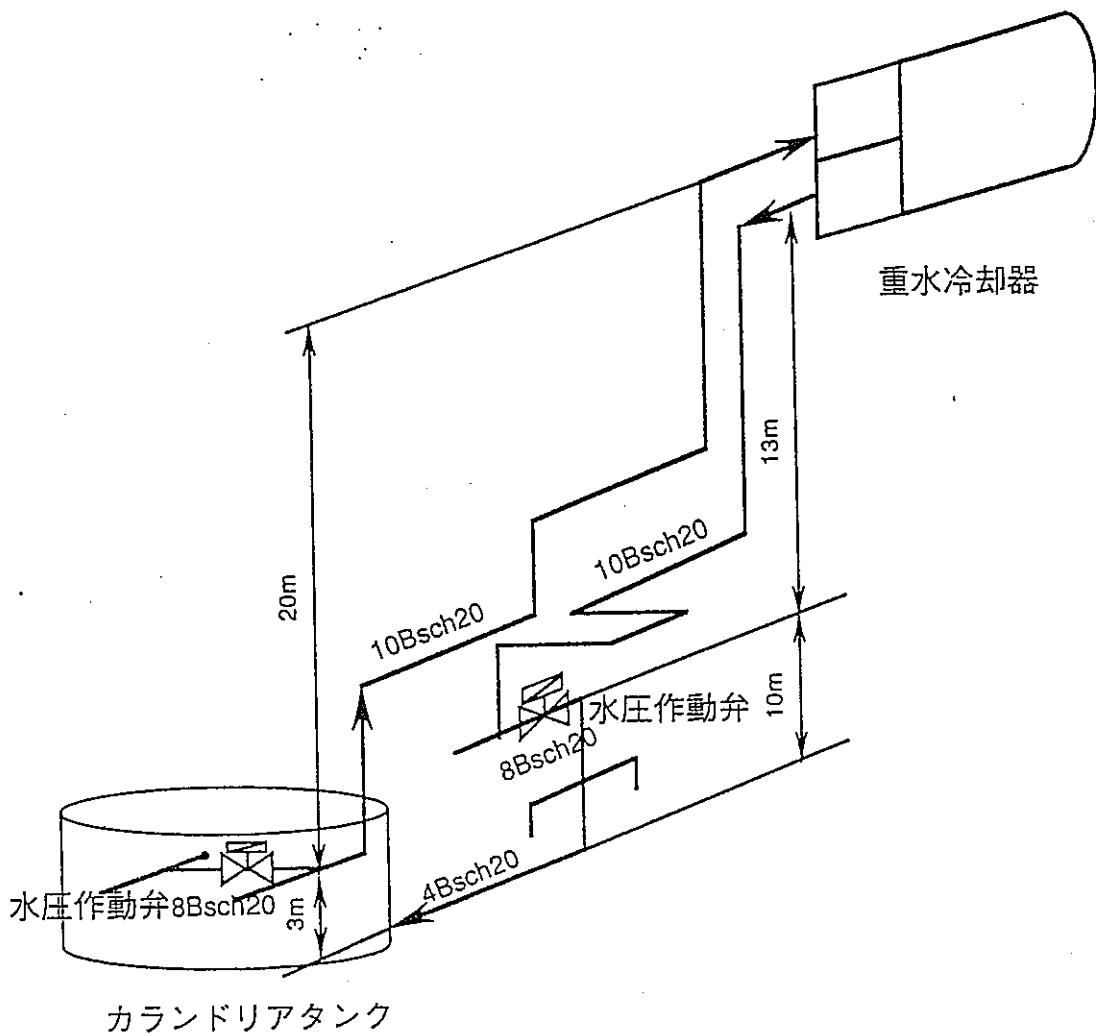
表 3.3.6-1 重水冷却系の主な仕様

項 目		仕 様	備 考
熱 負 荷	定格時	25 Mw/ルーブ <sup>°</sup>	
	スクラム時	8 Mw/ルーブ <sup>°</sup>	
重水循環 流 量	定格時	1000 m <sup>3</sup> /h/ルーブ <sup>°</sup>	
	スクラム時	96 m <sup>3</sup> /h/ルーブ <sup>°</sup>	
2 次系流量	定格時	1200 m <sup>3</sup> /h/ルーブ <sup>°</sup>	
	スクラム時	370 m <sup>3</sup> /h/ルーブ <sup>°</sup>	
重水 冷却器	型 式	横型多管式	
	交換熱量	25 Mw/基	
	伝熱面積	1200 m <sup>2</sup> /基	
	伝熱管	本数	1392 本/基
		外径	19.0 mm
		肉厚	2.0 mm
		長さ	16 m
重水循環 ポンプ	型 式	キャンドモ-タボンブ <sup>°</sup>	
	流 量	1000 m <sup>3</sup> /h/基	
空気冷却器	型 式	フィンチューブ <sup>°</sup> 型	
	交換熱量	8 Mw/基	
	(フィン付)	本数	1200 本
		外径	27.4 mm
		肉厚	3.77 mm
		長さ	24 m
	ダクト長	2.5 m	



注) 1.上記図は2系統のうち1系統分を示す。  
2.太線は自然循環時のパスを示す。

図3.3.6-1 重水冷却系概念

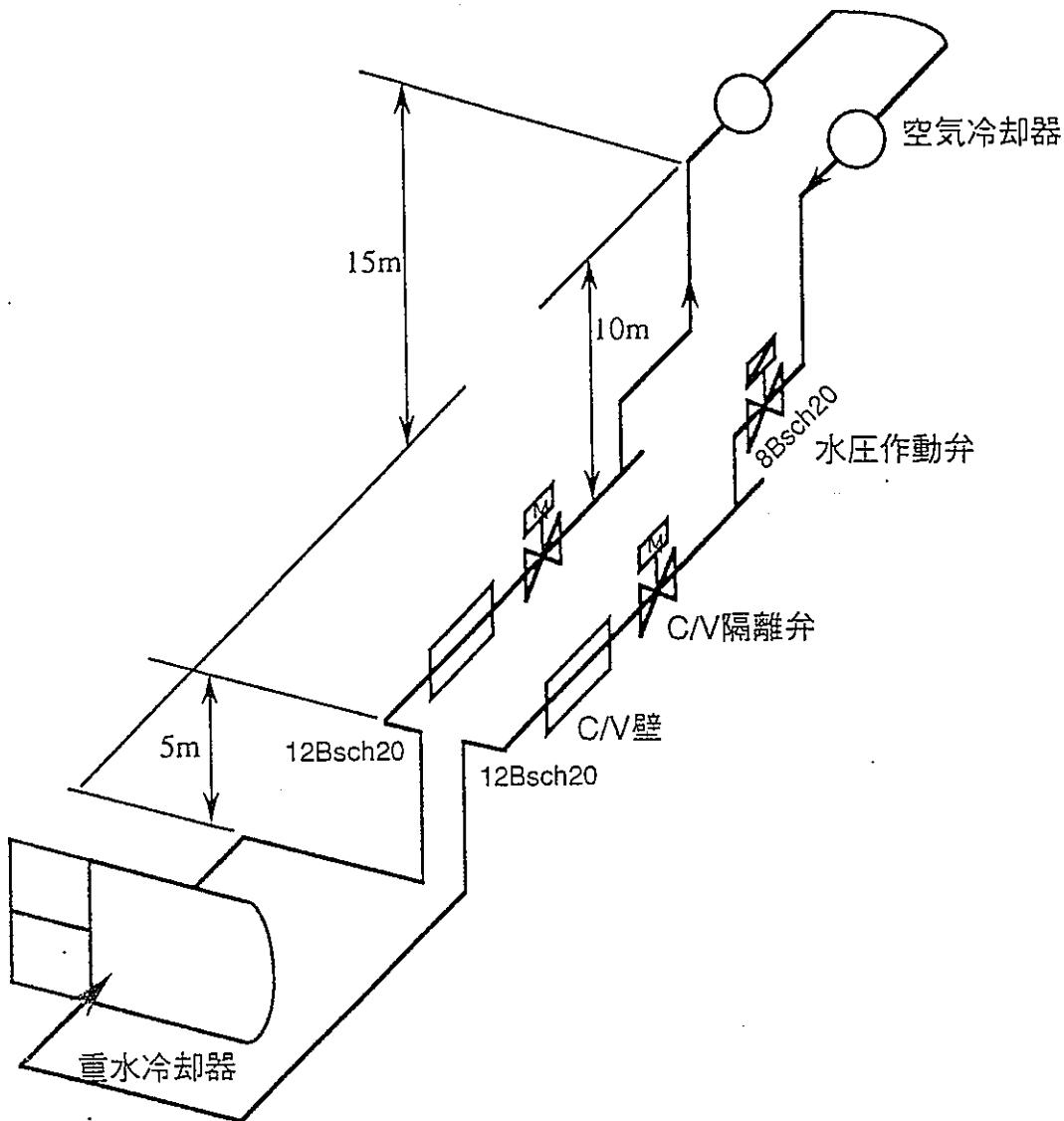


	配管長	水平	垂直	エルボ(90°C)	水圧作動弁
10Bsch20(行き)	50m	30m	20m	10	0
(戻り)	60m	47m	13m	6	0
4Bsch20(行き)	10m	10m	0 m	3	1
(戻り)	20m	10m	10m	3	1

圧力損失データ  
 水圧作動弁  $L/D=145$   
 エルボ  $\zeta = 0.17$   
 分岐／合流  $\zeta = 0.7/0.4$   
 重水冷却器(管側)  $1.4 \text{kg/cm}^2$  (定格:  $1000 \text{m}^3/\text{h}$  の時)

本図は、水圧作動弁作動時のバイパス系を考慮した。

図 3.3.6-2 重水冷却 1 次系概念及び圧損要因



	配管長	水平	垂直	エルボ(90°C)	流調弁	隔離弁
12BsCh20(行き)	30m	25m	5m	7	0	1
(戻り)	30m	25m	5m	7	0	1
8BsCh20(行き)	25m	15m	10m	7	0	1
(戻り)	25m	15m	10m	7	0	0

圧力損失データ

C/V隔離弁	L/D=13
水圧作動弁	L/D=145
エルボ	$\zeta = 0.17$
分岐／合流	$\zeta = 0.7/0.4$
重水冷却器(胴側)	0.7kg/cm <sup>2</sup> (定格: 1200m <sup>3</sup> /hの時)
空気冷却器 (管側)	

図 3.3.6-3 重水冷却 2 次系概念及び圧損要因

設計仕様

基数	1 基／ループ
熱交換量	25 MW／基
通常ヒートバランス	
重水冷却器 1 次系／2 次系流量	1000m <sup>3</sup> /h/基 / 1200m <sup>3</sup> /h/基
1 次系ホットレグ／コールドレグ温度	70°C / 50°C
2 次系ホットレグ／コールドレグ温度	50°C / 32°C

伝熱管仕様

材質	SUS304
伝面	1200 m <sup>2</sup> /基
外径／肉厚	19.0 φ / 2.0 tmm
本数／長さ／形状	1392本 / 16.0m / U字管

但し、

( 管側 4 パス  
胴側 1 パス )

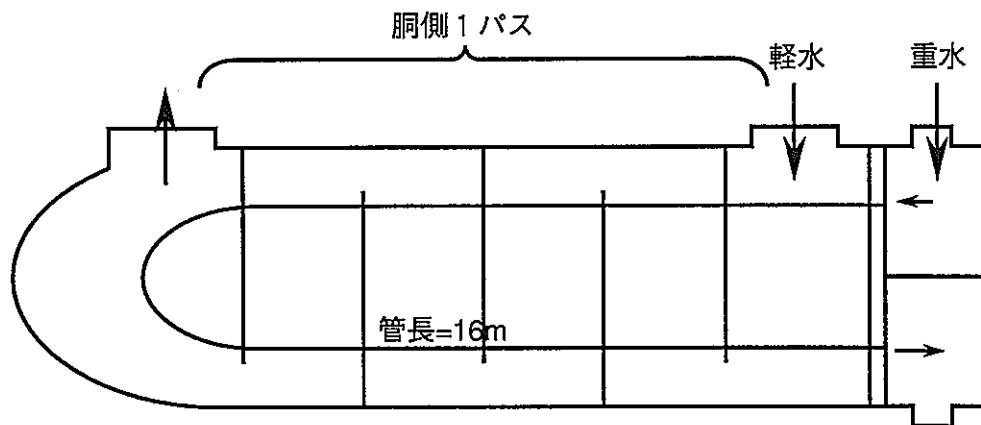


図3.3.6-4 重水冷却器概要

A/C 設計仕様

基数	1基／ループ
熱交換量	8 MW／基
伝熱管 外径／内径	27.4 <sup>OD</sup> / 3.77 <sup>t</sup> mm フィン付
〃 本数／長さ	1200本／24m

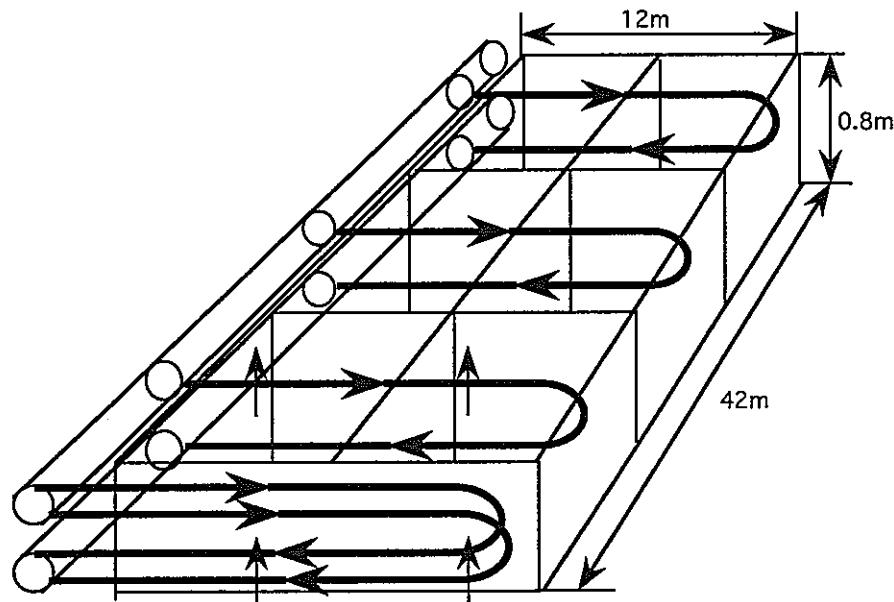
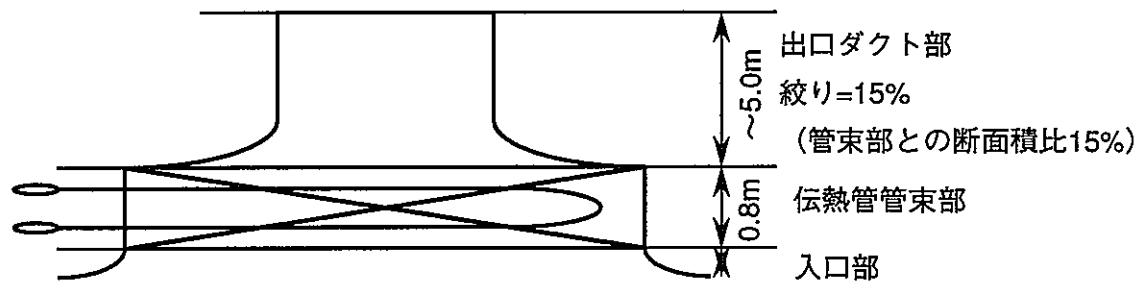


図 3.3.6-5 空気冷却器概要

### 3.3.7 ギャップ注水系

#### 1) ギャップ注水系の設備の概念

##### i) 設備に要求される機能

本系統には、圧力管とカランドリア管との間のギャップに注水することにより、炉心の熱エネルギーをカランドリア管の外側を満たしている重水に効果的に伝達し、炉心の冷却をより確実に行う機能が要求されている。

##### ii) 設備の設計条件

① 通常運転時には、圧力管とカランドリア管の間のギャップは、高温の圧力管からの熱伝達によりカランドリア管の外側を満たしている重水が高温にならない様に、熱しゃへい材として炭酸ガス系から炭酸ガスが供給されている。

そこで、ギャップへ注水するために、ギャップ注水系と炭酸ガス系とを速やかに切り替える事ができる様にする。

② 炭酸ガス系には、圧力管およびカランドリア管からの漏洩検知のために湿分測定装置が設置されていること、また、供給された炭酸ガスの排気先が气体廃棄物処理設備であることから、ギャップ注水系を作動させて注水する場合には、これらの設備との隔離が必要となる。

③ 炭酸ガス系を隔離する場合には、ギャップ注水によりギャップ内の炭酸ガス圧力が上昇して注水に支障が生ることのない様にする必要がある。

④ ギャップへの注水量は、圧力管からカランドリア管への熱伝達が適切に行われる様に定めるものとする。

⑤ PS-ATR では、安全性および事故時の運転操作性の向上を目的として、パッシブな安全設備を採用する事としているので、その一環として、本系統のギャップへの注水の駆動力もパッシブなものとする。

⑥ ギャップ注水の水源となるタンク（以下、ギャップ注水タンク）は、ギャップ注水系の信頼性の向上およびシステムの簡素化を図るために、格納容器貫通部および格納容器隔離弁を設置しなくても良い様に、極力格納容器内に設置するものとする。

- ⑦ 原子炉の運転出力に伴う格納容器内の温度変化や補機冷却水の温度の季節変動に伴う格納容器内の温度変化などによる影響を吸収するために、水源となるタンクには、空間を設けるものとする。
- ⑧ 事故時にパッシブな注水が可能な様に、ギャップ注水タンクには高圧の炭酸ガスを供給するラインを接続するものとする。
- ⑨ 炭酸ガスシール用のベローズの耐圧条件が高々 $10\text{ kg/cm}^2$ と低いので、ギャップへ注水後、沸騰による圧力上昇を緩和するためにバッファタンクを設置するものとする。
- ⑩ 事故後の復旧操作を容易にするために、ドレン系を設置するものとする。
- ⑪ ギャップ注水系の水質は、圧力管およびカランドリア管への影響がない様に、また、万一圧力管あるいはカランドリア管からギャップ注水が漏出した場合にも影響がない様に、原子炉冷却系の水質と同程度とする。
- ⑫ ギャップ注水系の運転状態の把握のために、ギャップ注水タンクの水位や圧力、弁の開閉表示などを中央制御室で確認できるようにする。
- ⑬ 万一ギャップ注水系が誤動作し注水が行なわれた場合には、直ちに原子炉をトリップし、低温停止まで移行し誤動作の原因を確認するものとする。
- ⑭ 通常運転時のギャップ部での漏洩検知のために、炭酸ガス系に湿分測定装置の他に、質量分析器などを設置する。  
尚、ギャップ注水系の弁からの漏洩を特定するために、必要に応じて原子炉冷却系水とは異なるトレーサー物質をあらかじめ定めておくものとする。
- ⑮ ギャップ注水系に用いる材質は、原子炉冷却系と同様にステンレス鋼とする。

### iii) 設備の構成

ギャップ注水系は、ギャップ注水タンク、ギャップ注水バッファタンク、配管・弁などから構成される。

## 2) ギャップ注水系の主な設備

ギャップ注水タンクは、圧力間とカランドリア管のギャップの下端に接続されている炭酸ガス系のラインに接続される。

ギャップ注水系バッファタンクは、ギャップの上端から引き出される炭酸ガス系のラインに接続される。

ギャップ注水タンクへの高圧の炭酸ガスは、ギャップへの炭酸ガス供給ラインとは別に、格納容器外の炭酸ガス設備から分岐された高圧ラインから供給される。

ギャップ注水系の概念を図 3.3.7-1 に、主な仕様を表 3.3.7-1 に、主な仕様の検討内容を表 3.3.7-2 に、それぞれ示す。

表 3.3.7-1 ギャップ注水系の主な仕様

項 目	仕 様	備 考
ギャップ注水タンク		
型 式	縦置円筒型	
基 数	1 基	
最高使用圧力	10 kg/cm <sup>2</sup>	
最高使用温度	180 ℃	
外 径	2 m	
高 さ	3.5 m	
材 質	ステンレス鋼	
アクセサリ	圧力計、温度計	
ギャップ注水バッファタンク		
型 式	縦置円筒型	
基 数	1 基	
最高使用圧力	10 kg/cm <sup>2</sup>	
最高使用温度	180 ℃	
外 径	0.8 m	
高 さ	2 m	
材 質	ステンレス鋼	
ギャップ注水タンク隔離弁		
型 式	空気作動弁	
基 数	1 基	
最高使用圧力	10 kg/cm <sup>2</sup>	
最高使用温度	180 ℃	
材質	ステンレス鋼	
アクセサリ	開閉表示	
関連設備		
注水供給系 設置数	1 系統	
注水ドレン弁 設置数	1 系統	

表3.3.7-2 ギャップ注水系の主な仕様の検討内容

機器名称	ギャップ注水タンクおよびギャップ注水バッファタンク			
1. 機能				
注水タンク	： ギャップ部に注水する水の水源			
バッファタンク	： ギャップへ注水した水の蒸発による圧力上昇の緩和			
2. 注水量				
ギャップへの注水量と注水後の圧力、除熱量および対応時間の関係は以下の通りであり、第 2.2.2 項の検討結果から、注水量を $5 \text{ m}^3$ とする。				
注水量	水位	圧力	除熱量	対応時間
5 $\text{m}^3$	1/3	12 ata	20 Mw	1800 s
10	2/3	20	25	1000
15	3/3			
3. タンクの主な寸法				
第 2.2.2.2 項 から注水量は $5 \text{ m}^3$ とし、タンクの容量はそれぞれ、				
注水タンク	： 10 $\text{m}^3$			
バッファタンク	： 1 $\text{m}^3$			
となる。				
①注水タンク				
・容 量	： 10 $\text{m}^3$			
・外 径	： 2 m			
・高 さ	： 3.5 m			
・カバーガス圧	： 20 ata			
・保有水量	： 5 $\text{m}^3$			
②バッファタンク				
・容 量	： 1 $\text{m}^3$			
・外 径	： 0.8 m			
・高 さ	： 2 m			

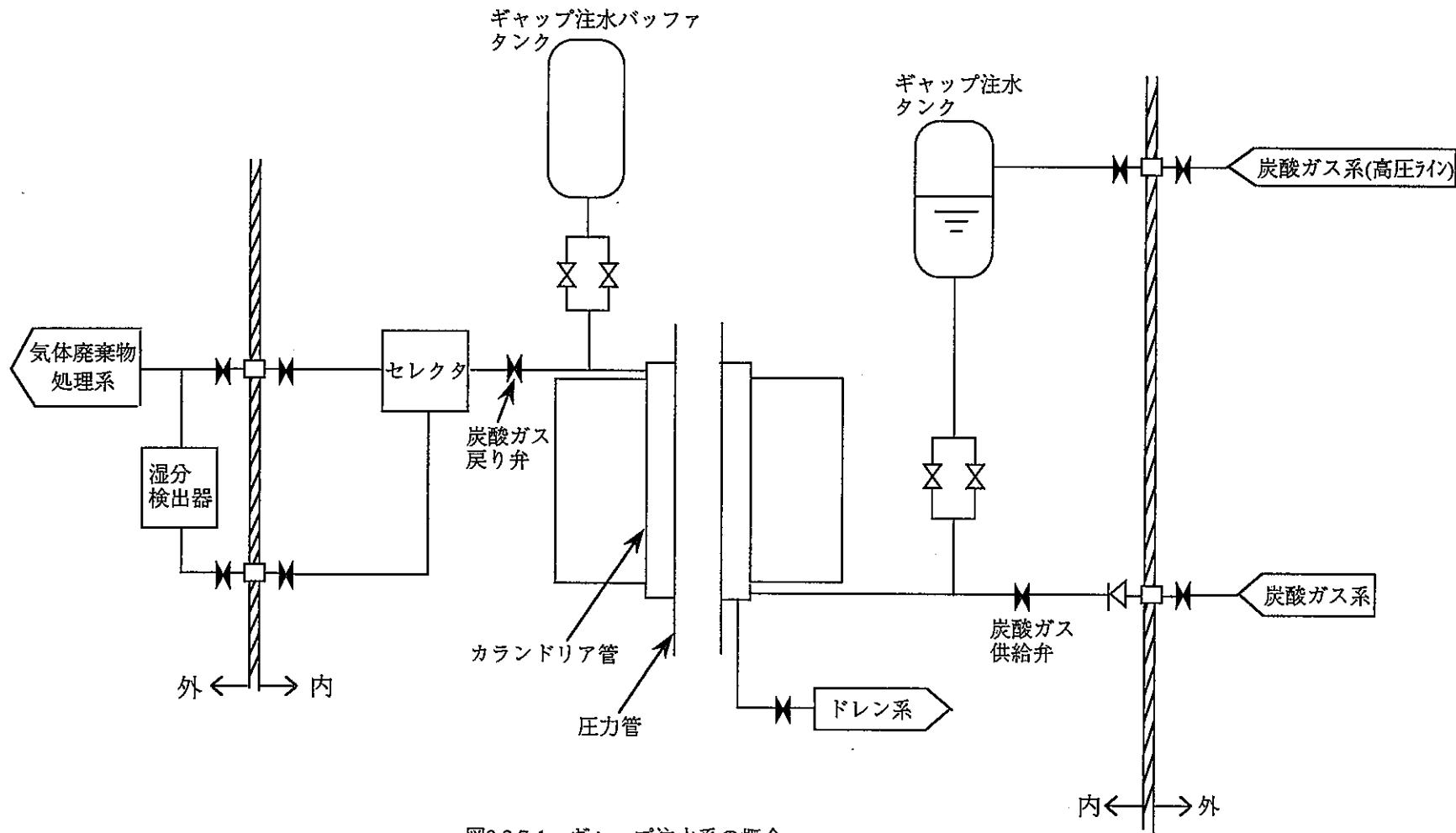


図3.3.7-1 ギャップ注水系の概念

## 3.4 原子炉格納容器

### 3.4.1 原子炉格納容器本体

#### i) 設備に要求される機能

原子炉格納容器には、「ふげん」と同様に、原子炉冷却材喪失事故時の放射性物質の拡散による従業員および周辺の移住者の放射線ひばくを防止することが要求される。

#### ii) 設備の設計条件

- ① 現在軽水炉型原子力発電所で採用されている原子炉格納容器の構造には、鋼製格納容器とコンクリート製格納容器とがある。

PS-ATRでは、第3.2.2.4項9) 格納容器の健全性維持対策で述べた様に原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の雰囲気の冷却に、格納容器の外部冷却方式を採用する計画であり、格納容器の構造は鋼製格納容器とする。

- ② 格納容器の最高使用圧力・温度は、「ふげん」と同様に、原子炉冷却材喪失事故時に発生する圧力・温度を上回る様に定めるものとする。
- ③ 格納容器からの漏洩量を極力低く抑えるために、「ふげん」と同様に、格納容器隔離弁の設置、配管および配線の貫通部の処理、アニュラスの設置および原子炉運転中のアニュラス部の負圧維持、供用期間中の漏洩試験の実施などを設計面で配慮するものとする。

尚、格納容器の設計漏洩率は、「ふげん」では0.4%/dayであるが、ALAPのas low as possibleの精神に則り、放射能物質の系外放出を極力抑制するために、現行軽水炉並の0.1%/dayとする。

- ④ 格納容器内に設置した機器や計装品などの機能維持あるいは健全性維持のために、格納容器再循環系を設置し、雰囲気温度を調節するものとする。
- ⑤ 原子炉運転中の格納容器内への立ち入りは、短時間の機器の点検を除いて、原則として行わないものとする。

尚、格納容器に立入る前に、雰囲気の浄化および換気を行うために、格納容器空気浄化系および給排気系を設置するものとする。

#### iii) 設備の構成

格納容器は、格納容器外部スプレイを除き、「ふげん」と同様に、次の設備から構成される。

- ・格納容器本体
- ・ベースマット
- ・アニュラス
- ・アニュラスシール
- ・生体しゃへい壁
- ・配管および配線の貫通部
- ・エアロック
- ・機器搬出入口
- ・格納容器外部スプレイ
- ・アニュラス排気系
- ・格納容器再循環系
- ・格納容器空気浄化系および給排気系

原子炉格納容器の主な仕様を表 3.4.1-1 に、主な仕様の検討内容を表 3.4.1-2 にそれぞれ示す。

表 3.4.1-1 原子炉格納容器の主な仕様

項 目	仕 様	備 考
形 状	上部半球下部平板円筒胴形	
最高使用圧力	2.5 kg/cm <sup>2</sup> g	
最高使用温度	130 °C	
主要寸法	内 径	40 m
	全 高	65 m
内 容 積	$5 \times 10^4$ m <sup>3</sup>	
漏 洩 率	0.1 %/day	

表3.4.1-2 格納容器の主な仕様の検討内容

機器名称	格納容器本体
1. 空間体積	
大漏洩時の蒸気放出により上昇した圧力が最高使用圧力を上廻らない様にする。	
1) 減圧により発生する蒸気の量 $W_x$ 45.87 t (Appendix 表 A-2 参照) 2) 初期の蒸気量 $W_s$ 6.96 t 3) C/V内の熱バランス ①崩壊熱 : $1.233 \times 10^7$ Kcal/h    スクラム後 30 分迄の積算 ②構造材 : $7.656 \times 10^6$ 通常温度 (約50) → 120 °C ③空 気 : $16.23 V$ $Q = V \rho C_p (T_{120} - T_0)$ ④蒸 気 : $8.179 \times 10^4$ 70 ata → 2 ata	
$\text{放出熱量} = ① + ④ - (② + ③)$ $= 1.233 \times 10^7 + 8.179 \times 10^4 - (7.656 \times 10^6 + 16.23 V)$ $= 4.756 \times 10^6 - 16.23 V$ $\text{発生量 } W_2 = \frac{\text{放出蒸気}}{\text{蒸発潜熱}} = 9036 - 0.03084 V$	
4) マスバランス	
$V \rho s_1 = W_x + W_s + W_2$ $= 45870 + 6960 + (9036 - 0.03084 V)$ $V = 54276 \rightarrow \text{丸めて } 55000 \text{ m}^3$	
2. 最高使用圧力/温度	
最高使用圧力は、2.5 Kg/cm <sup>2</sup> である。 (第3.2.2.5項9) 参照)	
最高使用温度は、最高使用圧力 2.5 Kg/cm <sup>2</sup> 時の水蒸気分圧が 2.5 ata* であるので、これに対する飽和温度 126.8 °C を丸めて 130°C とする。	
*: 空気分圧 1 ata + 水蒸気分圧 2.5 ata = 3.5 ata → 2.5 k	
3. 主要寸法	
1) 外 径	
「ふげん」よりも炉心が大きいこと、およびメンテナンス性を考慮し「ふげん」(36m) よりやや大きい、40 mとする。	
2) 高 さ	
「ふげん」(64m) と同程度とし、丸めて、65 m とする。	
$\frac{\pi}{4} (40)^2 (45) + \frac{4\pi}{3} (20)^3 \div 2 = 73304 \text{ m}^3$ $\text{無効体積の割合} = 1 - \frac{55000}{73304} = 0.25 \rightarrow \text{機器の配置 (OK)}$	

### 3.4.2 原子炉格納容器冷却系

#### 1) 原子炉格納容器冷却系の設備の概念

##### i) 設備に要求される機能

原子炉冷却材漏洩事故時には、漏洩した高温・高圧の原子炉冷却材により、格納容器内の雰囲気の温度・圧力が上昇し、仮に格納容器内の減圧操作を行わないとすると、ついには格納容器内の雰囲気圧力が最高使用圧力を上回ることになる。

格納容器内の雰囲気圧力が、格納容器の最高使用圧力に到達する時間は、原子炉冷却材の漏洩量、格納容器の内容積、格納容器内のヒートシンクなどによって変化するが、漏洩量が多い場合には、漏洩後比較的短時間で到達すると予想される。

原子炉冷却材の漏洩量が多い場合には、格納容器内の雰囲気は空気等の非凝縮性ガスはあるものの大半が凝縮性の水蒸気で占められているので、格納容器内の雰囲気を冷却することにより効果的な減圧が期待できる。

従って、格納容器冷却系は、比較的規模の大きい原子炉冷却材漏洩事故時に格納容器内の雰囲気を冷却・減圧し、格納容器の内圧が最高使用圧力を上回らないようにするすることが要求されている。

##### ii) 設備の設計条件

- ① 格納容器内の雰囲気冷却方法としては、「ふげん」では、内部スプレー方式が採用されているが、この方式では、内部スプレー水の再循環を行うために動的機器であるポンプが必要となる。

一方、PS-ATR では、安全性の向上と設備の簡素化を目指し、安全系に対して基本的にパッシブな設備構成を指向している。

そこで、格納容器の外表面に冷却水を自然落下させて、格納容器鋼板の冷却→格納容器内雰囲気の冷却を行う方式を検討するものとする。

- ② 格納容器の外表面に冷却水を自然落下させるために、冷却水のタンクを格納容器の頂部に設置する。
- ③ 冷却水タンクは、冷却水の自然落下を行うために開放タンクとし、防錆のため、内面塗装を行うものとする。

④ 格納容器の外表面での高い冷却効率を得るために、冷却水タンクの出口にリングヘッダを設置し、格納容器の外表面に冷却水が均等に流れれる様にする。

また、冷却水の水膜が適切な厚さとなる様にリングヘッダの出口に流量調整ノズルを設置する。

⑤ 冷却水タンクが開放タンクとなることから冷却水の水質は工業用水並とするが、冷却水中の混合物が、格納容器や格納容器冷却系の機器・配管・弁などに腐食などの悪影響を与えないこと、また格納容器の外で冷却水が蒸発することにより冷却性能に悪影響を与えないことを確認しておく必要がある。

⑥ 冷却水タンクは必要とされる冷却水量に応じた重量となり、格納容器の頂部に設置されるため格納容器との重量バランスの関係もあるが、トップヘビィーの状態になることが予想される。

従って、冷却水タンクの形状やサポートなどについて耐震面の配慮が必要である。

⑦ 格納容器外表面に落下した冷却水のうち蒸発しきれずに格納容器下端まで落下した冷却水の処理のために格納容器下端に排水溝を設置するものとする。

⑧ 冷却水タンクの水温が蒸発水の影響を受けて上昇しない様にタンクの周囲を保温またはコンクリートで囲うものとする。

### iii) 設備の構成

格納容器冷却系は、次の系統および機器から構成される。

- ・冷却水タンク
- ・冷却水配分用リングヘッダ
- ・冷却水流量調整ノズル
- ・冷却水タンクへの給水系
- ・排水溝
- ・関連する配管、弁、サポート

## 2) 原子炉格納容器冷却系の主な設備

### a) 冷却水タンク

冷却水タンクは環状の形式とし、下部に配管を設置し、リングヘッダと接続する。

冷却水タンクとリングヘッダとの間の仕切弁は通常「閉」、事故時「開」動作が要求されるため、安全系グレードとし、多重性をもたせる。

### b) 冷却水配分用リングヘッダおよび冷却材流量調整ノズル

#### 調整ノズル

冷却水配分用リングヘッダは格納容器頂部に設置され、その円周上の下部に冷却材流量調整ノズルが多数設置される。

冷却材流量調整ノズルは、プラント建設時の機能試験の段階で実流量を用いて試験を行った結果、最適な結果が得られたものを設置することが出来る。

これは事故時の格納容器の冷却に内部スプレイ方式を採用している現行の軽水炉や「ふげん」が内部スプレイの噴出量の確認を実流量で試験出来ないことと比べると大きなメリットである。

### c) 冷却水タンクへの給水系

所内用水系などから給水を供給するものとする。

万一、設計想定外の長期の格納容器の冷却が必要となり、冷却水タンクの水量が不足する可能性が生じた場合には、本給水系へ消火水系などを仮設で接続して給水することができるので、シビアアクシデント対策上のメリットが大きい。

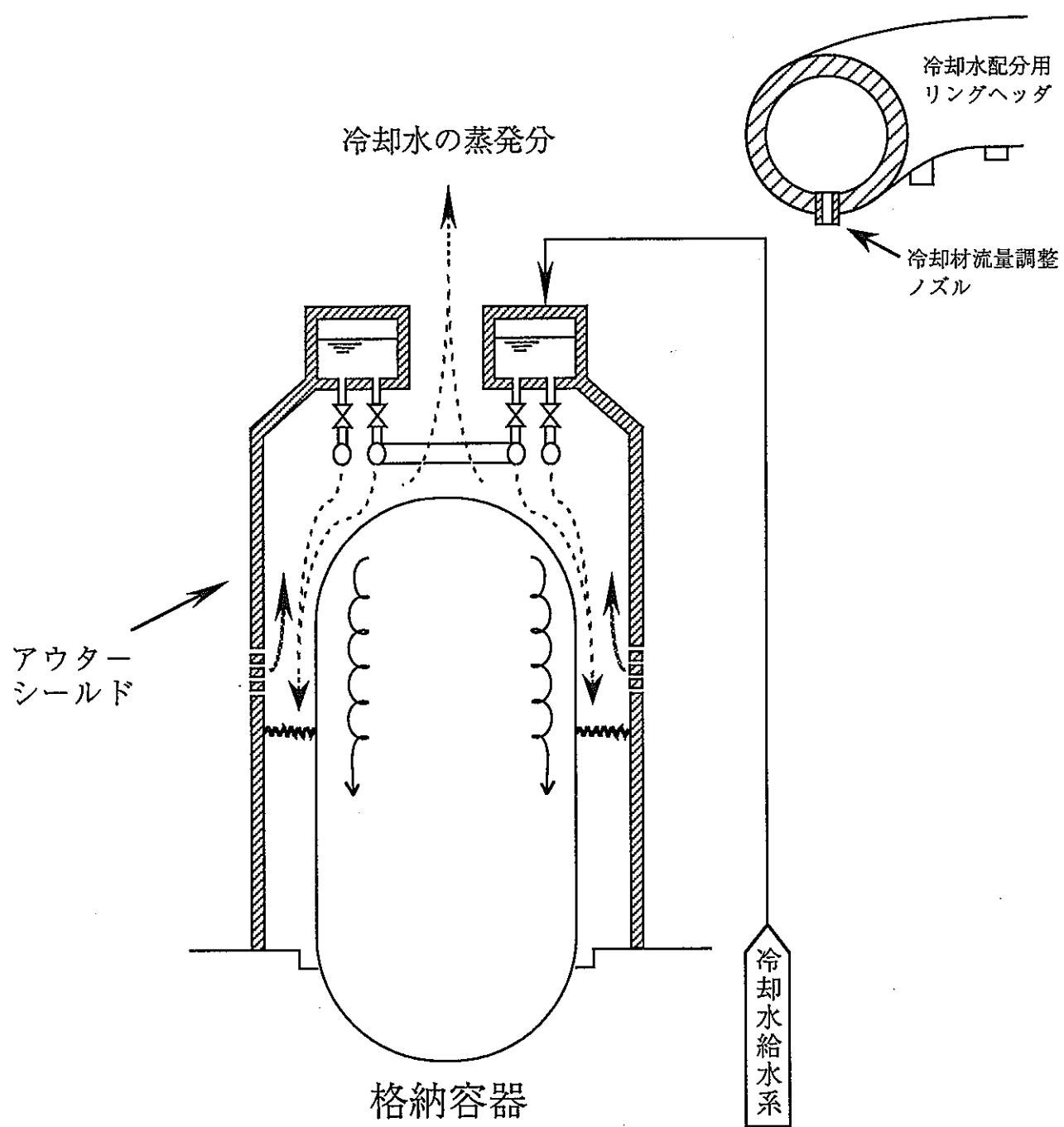
原子炉格納容器冷却系の主な仕様を表 3.4.2-1 に、主な仕様の検討内容を表 3.4.2-1 に、それぞれ示す。

表 3.4.2-1 原子炉格納容器冷却系の主な仕様

項 目	仕 様	備 考
冷却水タンク	型 式	大気開放型
	容 量	470 m <sup>3</sup> /基
	基 数	1 基
	材 質	炭素鋼内面防錆塗装
スプレイ流量		
	高温用	7 m <sup>3</sup> /h
	低温用	4 m <sup>3</sup> /h
冷却水配分用リングヘッダ		
	高温用	1 基
	低温用	1 基
冷却水流量調整ノズル		
	高温用	1 式
	低温用	1 式
仕切弁		
	高温用	2 基
	低温用	2 基
その他付帯設備	1 式	

表3.4.2-2 格納容器の主な仕様の検討内容

機器名称	格納容器外部スプレイ
1. 機能条件	
1) 冷却特性	
①格納容器内雰囲気温度 $\geq 100^{\circ}\text{C}$ : 水の蒸散効果が主体	
② 同上 $< 100^{\circ}\text{C}$ : 水の顯熱が主体	
2) 運転の目安	
①大気圧迄の減圧 事故後 24 時間まで* (「ふげん」と同じ)	
②常温まで 事故後 3 日まで	
* : 「ふげん」の内部スプレイは事故後 24 時間で大気圧程度まで減圧できるものとされている。	
2. 格納容器内雰囲気温度が $100^{\circ}\text{C}$ 以上の場合	
1) 冷却材保有エネルギー	
水 $133.3 \text{ ton}$ 、エンタルピ $301.4 \text{ Kcal/Kg} \rightarrow 4.018 \times 10^7 \text{ Kcal/Kg}$	
蒸気 $6.96 \text{ ton}$ 、エンタルピ $662.8 \text{ Kcal/Kg} \rightarrow 4.614 \times 10^6 \text{ Kcal/Kg}$	
合計 $4.479 \times 10^7 \text{ Kcal}$	
これらが $100^{\circ}\text{C}$ の水になると、その保有エネルギーは、 $(133.3 \times 10^3 + 6.96 \times 10^3) (100) = 1.403 \times 10^7$	
であるので、必要な冷却量は、 $4.479 \times 10^7 - 1.403 \times 10^7 = 3.076 \times 10^7$	
2) 崩壊熱	
重水冷却系の自然循環除熱で崩壊熱は除去されるまでの崩壊熱の積算値は、 $1.233 \times 10^7 \text{ Kcal/h}$ である。 (Appendix 表 A-3 参照)	
3) 必要水量と流量	
$\frac{(3.076 + 1.233) \times 10^7}{540} = 79796 \text{ Kg} \rightarrow 80 \text{ m}^3$	
蒸散に寄与しない無効流量を 50% と仮定して、 $160 \text{ m}^3$ とする。 流出時間は 24 時間なので、 $160 \div 24 = 6.67 \rightarrow 7.0 \text{ m}^3/\text{h}$	
3. 格納容器内雰囲気温度が $100^{\circ}\text{C}$ 以下の場合	
格納容器内の温度は次式で与えられるので、下記条件の基で必要な流量を求める $W = 4009 \text{ Kg/h}$ が得られる。 $\rightarrow 4.0 \text{ m}^3/\text{h}$	
必要量は、 $4.0 \times 48 = 192 \text{ m}^3$ となる。	
$C_d T / d t = W \times C_p \times (T_w - T)$ (条件) $C = 140.3 \times 10^3 \times 1.0 \text{ Kcal}/\text{K}$ $T_w = 33^{\circ}\text{C}$ $t = 0 \text{ で } T = 100, t = 48 (= 72 - 24) \text{ で } T = 50$	
4. タンク主要寸法	
外部冷却が効率良く行われる様に、中心を開けた環状の形状とし、内径 10 m、外径 20 m、高さ 2 m (有効水位部分) の開放タンクとする。	
$\frac{\pi}{4} ((20)^2 - (10)^2) \times 2 = 471 \text{ m}^3 > \text{合計必要量}$ $(352 \text{ m}^3 = 160 + 192)$	
5. その他	
流出流量と使用時間帯が異なるので、 $4 \text{ m}^3/\text{h}$ 用と $7 \text{ m}^3/\text{h}$ 用の 2 本ラインを設置する。(1 ライン化は今後の課題)	



←○○○ 格納容器内（凝縮及び水分として落下）  
 ←····· 格納容器外（落下及び蒸発）  
 ←———— 空気

図3.4.2-1 原子炉格納容器冷却系の概念

### 3.4.3 原子炉格納容器内の配置

#### 1) 原子炉格納容器内に配置される主な機器

原子炉格納容器内に配置される主な機器には、次の様なものがある。

##### a)原子炉廻り

- ① 原子炉
- ② カランドリアタンク、圧力管、カランドリア管

##### b)原子炉冷却系

- ①蒸気ドラム
- ②下部ヘッダ
- ③上昇管
- ④下降管
- ⑤マニホールド

##### c)重水冷却系

- ①重水冷却器
- ②重水循環ポンプ
- ③重水サージタンク
- ④重水ダンプタンク
- ⑤重水ドレンタンク
- ⑥重水サンプ
- ⑦重水ドレンポンプ
- ⑧重水サンプポンプ

##### d)非常用用炉心冷却系

- ①蓄圧タンク
- ②重力注入タンク

##### e)ギャップ注水系

- ①ギャップ注水タンク
- ②ギャップ注水バッファタンク

##### f)格納容器隔離弁

##### g)制御棒駆動装置

##### h)燃料交換装置

##### i)燃料交換プール

##### j)トランスファー装置

##### k)燃料出入機

##### l)ポーラークレーン

## 2) 原子炉格納容器内の配置への主な要求事項

原子炉格納容器内に配置される機器には、各々の機器の性能の確保やそれらの機器が属する系統の機能の発揮のために、配置に対する要求事項を有するものがあるので、これらを以下にまとめた。

### a)原子炉および関連設備

原子炉およびカランドリアタンクなどの関連設備は、他設備の機器が配置しやすい様に格納容器の中心あるいはその近傍に設置する。

### b)原子炉冷却系の設備

原子炉冷却系は、自然循環で炉心の熱を移送する方式を採用したので、循環力の確保するため、蒸気ドラムを原子炉よりも上部に設置し、給水側の下部ヘッダを原子炉よりも下方に設置するものとし、蒸気ヘッダと下部ヘッダの高低差を20mとする。

また、冷却材の循環経路が長いため配管部の圧力損失が増大して自然循環を阻害しない様に、可能な限り配管ルートを短くするものとする。

### c)重水冷却系の設備

- ・重水冷却系は電源喪失時には、自然循環で重水内の発熱を除去するため、自然循環の駆動力が必要であり、重水冷却器を原子炉よりも上方約20mに設置するものとする。
- ・重水サージタンクは重水冷却系を構成する全ての機器・配管などのうちで最も高い位置に設置するものとする。
- ・重水循環ポンプは、N P S H確保のために、格納容器の低所に設置する。
- ・重水ドレンタンクおよびサンプは、格納容器の最下階に設置する。
- ・重水ドレン移送ポンプおよびサンプポンプは、各々ドレンタンクおよびサンプの近傍に設置する。

### d)非常用炉心冷却系の設備

蓄圧タンクは窒素で高圧に加圧されているので、蓄圧タンクから炉心への注水に機器の高低差の影響は少ないので、格納容器内のスペースに応じて設置する。

重力注入タンクは炉心への注水のために炉心よりも上方に設置する。

### e)ギャップ冷却系

ギャップ注水タンクは、ギャップ部より上方に設置し、ギャップ注水バッファタンクはギャップ注水タンクと同じレベルに設置する。

f) 格納容器隔離弁

格納容器隔離弁は、格納容器バウンダリの範囲を少なくするため  
に格納容器の当該貫通部近傍に設置する。

g) 制御棒駆動装置

原子炉への制御棒の出し入れのために、原子炉の上部に設置する。

h) 燃料交換装置

上部交換方式を採用するので、原子炉の上部に設置する。

i) 燃料交換プール、トランスファー装置および燃料出入機

燃料交換装置の設置レベルおよび隣接する燃料貯蔵プール建屋と  
の相対的な位置関係から設置レベルが定まるが、燃料移送の都合  
上格納容器内の燃料貯蔵プール建屋側に設置される。

j) ポーラークレーン

格納容器内に配置された機器のメンテナンスなどに用いるので、  
格納容器の上部に設置される。

3) 原子炉格納容器内の配置の概念

以上に述べた格納容器内の配置に対する条件を考慮して、原子炉冷却系  
を中心にして格納容器内の配置概念を立体的にまとめたものを、

図 3.4.3-1 に示す。

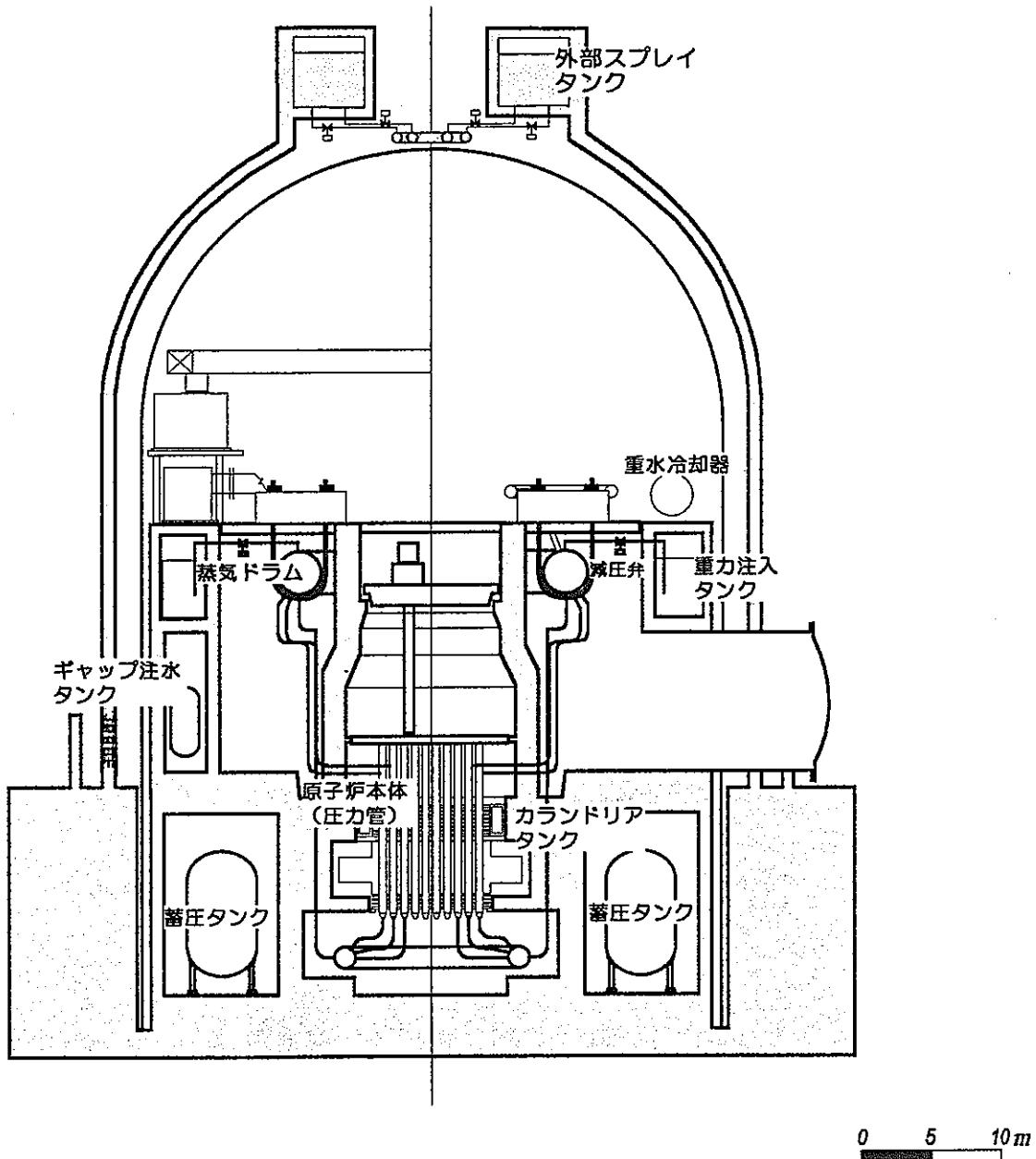


図 3.4.3-1 格納容器内の配置の概念

## 4. 総合評価

### 4.1 課題の摘出

#### 4.1.1 PS-ATR の建設への技術的な課題の検討

PS-ATR の基本的な設計の考え方は、「ふげん」と同様であるが、PS-ATR としての特徴を有する設備および一部「ふげん」を改良した設備については、建設までに確認しておくべき課題が残されている。

以下に主な系統ごとに述べる。

##### 1) 原子炉本体

基本的な構造および設備について、「ふげん」に比べて新たに採用された設備概念あるいは設備は特ないので、この面からの課題は現状ではない。

今後、「ふげん」での運転実績を踏まえて、PS-ATR として、設備改善を行なった方が良い事項はないかフォローする必要が残されている。

##### 2) 原子炉冷却系

PS-ATR の基本的な特徴である自然循環冷却が、「ふげん」との基本的な相違点である。

自然循環冷却は、冷却材の低温部と原子炉で熱せられた高温部との密度の違いによる自然循環力を活用しようとするものである。自然循環冷却は、循環ポンプを用いた強制循環と異なり、設備の熱流動的な特性に大きく依存し、建設後に循環能力の調整を行いにくい方式である。通常運転時の流量振動は2.1章で安定性を検討しているが、特に起動・停止時の流量振動が懸念されているので、解析コードによる種々パラメータサーベイや実証試験などで、あらかじめ性能、安定性の確認をしておく必要がある。

従って、以上が建設への課題となる。

##### 3) 炉停止系

炉停止系は、「ふげん」と異なり上部駆動方式を採用することになったので、次の様な事項の検討が必要である。

① 制御棒の形式および駆動機構

(液体ポイズン方式、フローティング方式など)

② シールプラグ

③ 圧力管交換方式

④ 中性子検出器

##### 4) 重水冷却系

重水冷却系の機能は、炉心で発生する中性子を減速するために生じる重水内の発熱を冷却することと原子炉冷却材喪失事故時に炉心崩壊熱を除去することである。

前者の機能は、「ふげん」に設置されている重水冷却系と同じであるが、

後者の機能は、PS-ATR に特有なものであり、かつ安全上重要な機能である。

従って、後者の機能について、解析コードによる種々パラメータサーバイや実証試験などで、あらかじめ性能の確認をしておくことが、建設への課題となる。

#### 5) 崩壊熱除去系

通常運転時において、出力運転から炉停止、高温待機状態から低温停止までの運転操作は、「ふげん」と同様に、原子炉冷却系、タービンバイパス系、冷却材浄化系（余熱除去系の熱除去機能を付加）を使用して行われるので、この面に関しては、新たな課題はないが、「ふげん」の運転実績を踏まえた設備の改善や運転操作方法の改善をフォローし、PS-ATR の設計に反映することが建設への課題となる。

一方、事故時の崩壊熱除去については、「ふげん」と異なり、新たに重力注入系、ギャップ注水系および重水冷却系を用いることになったため、これらの機能の確認が必要となった。

具体的には、解析コードによる種々パラメータサーバイや実証試験などで、あらかじめ性能の確認をしておくことが、建設への課題となる。

#### 6) 非常用炉心冷却系

非常用炉心冷却系を構成する、蓄圧タンク、自動減圧系、重力注水系、重水冷却系およびギャップ注水系などのうち、蓄圧タンクおよび自動減圧系は、「ふげん」と同様の設備内容であるので、建設への新たな課題はないが、「ふげん」の運転実績を踏まえた設備の改善や運転操作方法の改善などをフォローし、PS-ATR の設計に反映することが建設への課題となる。

重力注水系、重水冷却系およびギャップ注水系は、非常用炉心冷却系としての機能の確認のために、単独の系統の機能の確認も必要であるが、事故時シナリオの検証という面から総合的に組み合せた機能を、解析コードによる種々のパラメータサーバイや実証試験を行うことにより、あらかじめ確認しておくことが、建設への大きな課題である。

#### 7) ギャップ注水系

ギャップ注水系は、圧力管とカランドリア管の間の炭酸ガス空間へ冷却水を注入し、炭酸ガス空間の熱抵抗を低減し炉心から重水冷却系への熱移動を効果的に行おうとするものであるが、その前提条件として、

- ・ギャップ（約 32mmL×2700mmH、縦横比約 100）への適切な注水が可能である
- ・ギャップでの熱抵抗の低減割合が把握できる
- ・ギャップへの低温水の注水および急激な水蒸気の発生により圧力管、カランドリア管およびその他の構造物の健全性が損なわれない等が

ある。

ギャップ注水系単独での建設への課題は、これらの前提条件を解析コードのパラメータサーバイや実証試験などで確認することである。

#### 8) 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体は、PS-ATR 特有の設計思想あるいは付帯設備はないので、軽水炉プラントを初めとした原子力プラントの原子炉格納容器の設計および建設の状況をフォローすることが、建設への課題となる。

#### 9) 原子炉格納容器冷却系

原子炉格納容器冷却系は、PS-ATR 特有の設備であるので、格納容器外部スプレイに関する要素試験とスケールモデルによる実証試験を行い、除熱性能を確認する事が建設への課題である。

#### 4.1.2 技術的な課題の摘出結果のまとめ

PS-ATRを建設するまでの各設備の課題のうち、PS-ATRで新たに導入された設備や機能を中心にまとめた結果を、表4.1.2-1に示す。

尚、「ふげん」での運転実績を踏まえた設備の改善や運転方法の改善、あるいは軽水炉を初めとした原子力プラントの設計および建設の状況のフォローは、どの系統設備についても必要であるが、建設への一般的な課題であるので、下表には含まない。

表4.1.2-1 PS-ATR建設への技術的な課題

系統設備	建設への技術的な課題	備考
原子炉本体	なし	注1)
原子炉冷却系	自然循環冷却性能の確証	注2)
炉停止系	上部燃料交換方式の確証	注3)
重水冷却系	自然循環除熱性能の確証	注2)
崩壊熱除去系	重力注水系の性能の確証	注2)
非常用炉心冷却系	事故シナリオの確証	注4)
ギャップ注水系	注水および伝熱性能の確証	注5)
格納容器本体	なし	注1)
格納容器冷却系	外部スプレイの冷却性能の確証	注5)

注1) 一般的な課題のみ

注2) 解析コードによる種々のパラメータサーベイやスケールモデルによる実証試験

注3) 駆動機構の構成要素での試験

注4) 事故シナリオの確証のために、蓄圧タンク、自動減圧系、重力注水系、重水冷却系、ギャップ注入系などを組み合わせた総合的なモデルを作成して、解析コードでのパラメータサーベイやスケールモデルでの実証試験を行う。

注5) 要素試験および解析コードによる種々のパラメータサーベイやスケールモデルによる実証試験

## 4.2 比較評価

### 4.2.1 軽水炉中小型炉との比較

#### 1) 軽水炉中小型炉の特徴

軽水炉では、安全性および信頼性をより一層高める方法の一つとして、高所から低所への重力による水の落下や容器内に封じ込められた気体の膨張力などの自然に備わっている単純な力を利用した受動的な安全設備（パッシブセイフティ）を備えたプラントの研究がなされている。

代表的な軽水炉中小型炉で採用されている安全設備の概念は、次の様なものである。

#### （軽水炉中小型炉の安全設備の概念）

安全設備は、受動的な除熱設備を採用している。

冷却材喪失事故時には、大容量の余熱除去用の熱交換器により一次系圧力を低下させ、蓄圧注水と重力注水とにより冷却を行い、余熱除去冷却器で余熱除去を行う。

冷却材喪失事故以外の徐熱は、加圧器に接続した別の余熱除去用熱交換器により行い、炉心上方の上部プレナムを冷却して間接的に炉心を冷却する。

前者は弁の開閉により、後者は一次系の水温上昇による加圧器水位の上昇により自然に起動する。

また、一次系の循環ポンプに、キャンドモータポンプを採用することにより、化学体積制御設備の大幅な簡素化と冷却水の系外放出を抑えた設計にしている。

現在の軽水炉に比べ、多数の循環ポンプおよび弁などが大幅に削減できており、付随的効果として非常用ディーゼル発電機の容量も低減している。

このようなことから、安全性および信頼性をより一層向上させることができ、また、運転および保守に要する負担を低減し、経済性の向上にも寄与するプラントなっている。

受動的安全設備の概念を図 4.2.1-1 に示す。

## 2) PS-ATRとの比較

### i) プラントの設計目標の比較

PS-ATRでは、安全性および信頼性の向上を目指し、受動的な安全設備（パッシブセイフティ）を積極的に導入している。

この点に於いては、PS-ATRの設計目標と軽水炉中小型炉の設計目標は、基本的に同じである。

### ii) 具体的な設備の比較

軽水炉とATRとでは、原子炉の構成が基本的に異なるので、具体的な設備構成および内容については、自ずと異なる場合も生じる。

そこで、設備に要求されている基本的な機能の面から比較を行うものとし、その結果を表4.2.1-1に示す。

各種の軽水炉中小型炉との比較を概括的にまとめたものを表4.2.1-2に、プラントイメージをまとめたものを図4.2.1-2に示す。

表 4.2.1-1 PS-ATR と軽水炉中小型炉の安全設備の比較

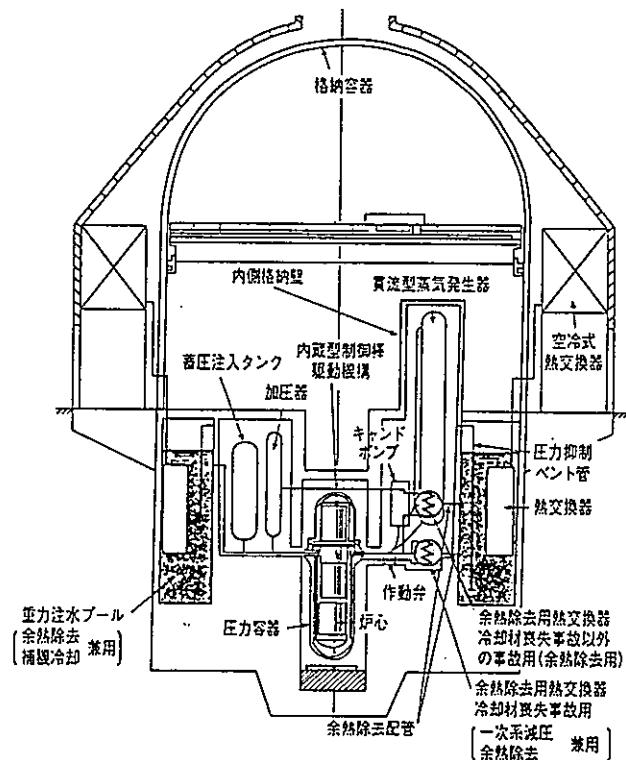
安全上要求される機能	軽水炉中小型炉	PS-ATR
炉心熱出力の除去	原子炉冷却系 1)加圧水型炉 キャンドモータポンプによる強制循環除熱  2)沸騰水型炉 自然循環除熱	原子炉冷却系 自然循環除熱
原子炉の制御	制御棒	①制御棒 ② <sup>10</sup> B (初期炉心の余剰反応度の吸収) ③重水 (中性子の減速)
通常停止時の熱除去	①原子炉冷却系 ②余熱除去系	①原子炉冷却系 ②净化余熱除去系 冷却材净化系の熱交換器に余熱除去能力を加えたシステム
事故時の熱除去	①余熱除去系 *1 ②冷却水注入系 *2	①蓄圧タンク ②重力注入系 ③重水冷却系 ④ギャップ注水系
原子炉格納容器	鋼製	鋼製

注) \*1: 热交換器、重力注水プール、空気冷却器から構成される。

\*2: 蓄圧タンク、重力注水プールから構成される。

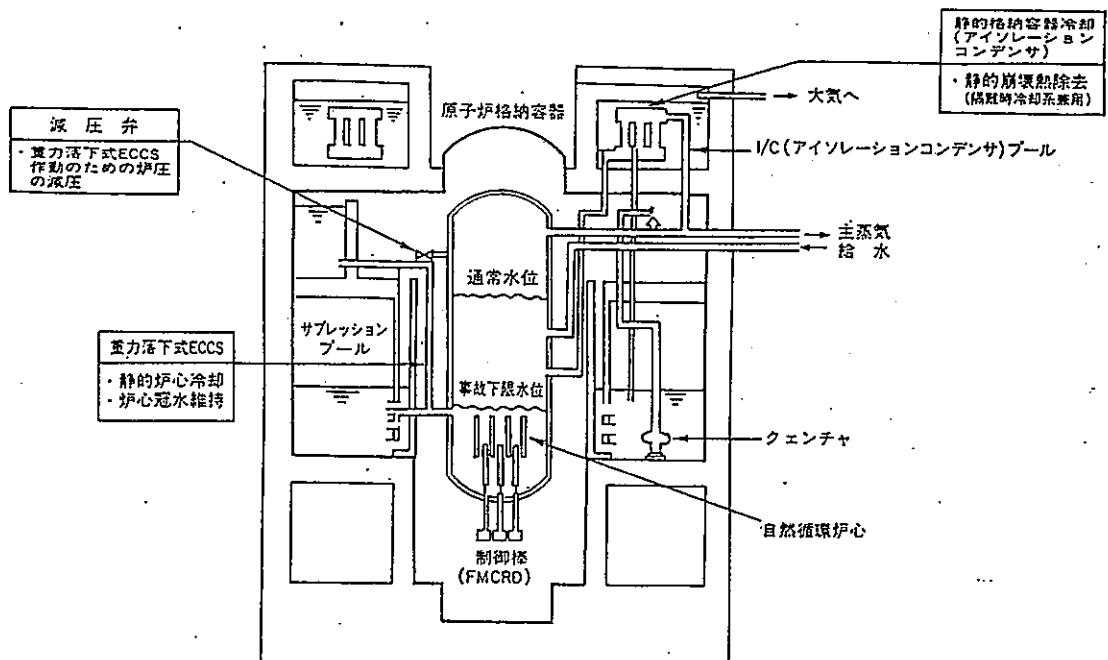
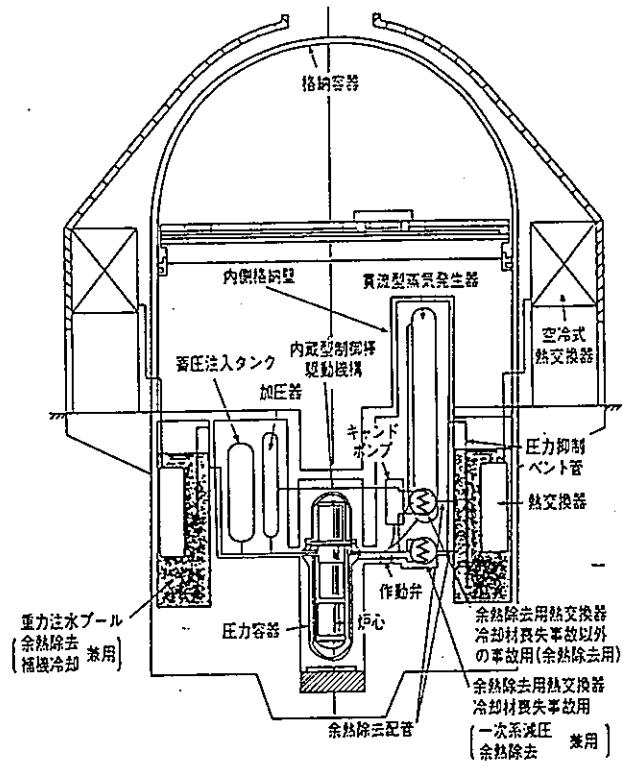
表 4.2.1-2 軽水炉中小型炉とのプラント比較

	J P S R	A P - 6 0 0	S B W R	P S - A T R	ふげん (参考)
1. 出 力	630Mwe	600Mwe	600Mwe	300Mwe	165Mwe
2. 原子炉冷却系 1) 原子炉冷却材 の循環方法	キャンドモータ ポンプを使用	キャンドモータ ポンプを使用	自然循環	自然循環	再循環ポンプを使用
2) ループ数	2	2	—	1	2
3. 安全設備 1) 作動方式	パッシブ	パッシブ	パッシブ	パッシブ	アクティブ
2) 使命期間	事故後 3 日	事故後 3 日	事故後 3 日	事故後 3 日	事故後 1 日
3) 炉心冷却系	高機能蓄圧注入 タンク	蓄圧タンク	スチームインジェクタ-	蓄圧タンク	蓄圧タンク
	重力注水タンク	炉心補給水タンク	アイリ-ションコンテナ	—	高圧注入ポンプ
		燃料取替用水タンク	重力駆動 E C C S (アブレッシュョンプール)	重力注水タンク	低圧注入ポンプ
		—	—	ギャップ注水系	復水貯蔵タンク
		—	—	重水系 (自然循環)	蒸気放出プール
		減圧弁	—	蒸気ドラム逃がし弁	蒸気ドラム逃がし弁
4) 格納容器冷却系	加圧器逃がし弁	—	—	—	スプレイポンプ
内部冷却	空気冷却式 重力注入プール 冷却器 空気冷却器	蓄圧スプレイ系 (約 30 分間)	格納容器外周に ウォーターウォール	—	
外部冷却	—	頂部プール	格納容器ベント (原子炉建屋へ)	外部スプレイタンク	—
		最終的には空冷	—	最終的には空冷	
5. プラントイメージ	図 4.2.1-2 参照				



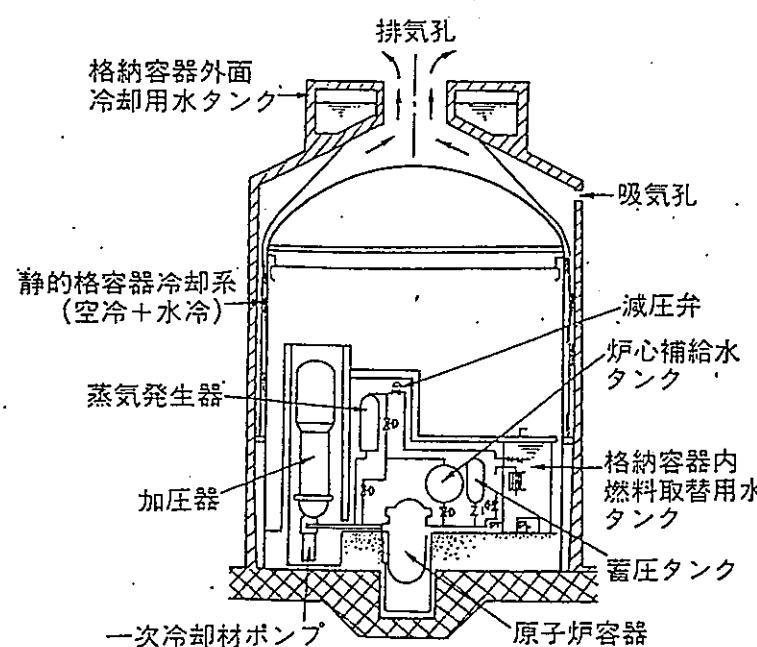
受動的安全設備のうち、余熱除去系は、熱交換器、重力注水プールおよび空冷式熱交換器で構成され、一次冷却系内の熱を自然循環の力によって大気中に放出する。冷却水注入系は、蓄圧注入タンクおよび重力注水プールで構成され、余熱除去用熱交換器により一次系が冷却減圧された後、加圧された窒素ガスの力および重力によって冷却水を供給する。余熱除去用熱交換器の冷却は、重力注水プールの冷水により行われ、重力注水プールの熱は、格納容器外部の空冷式熱交換器に自然循環で伝えられる。

図 4.2.1.-1 軽水炉中小型炉の受動的安全設備の概念

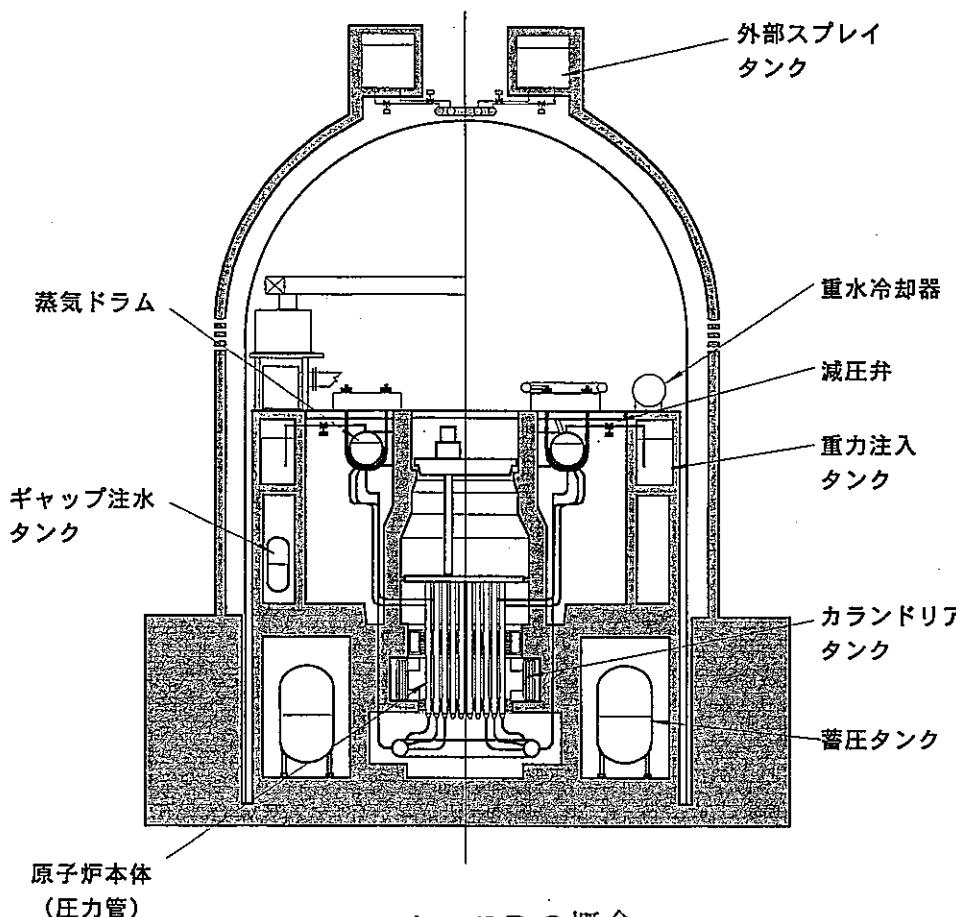


## S B W R の概念

J P S R の概念



## AP-600の概念



P S - A T R の概念

図 4.2.1-2 軽水炉中小型炉およびP S - A T R のプラントイメージの比較

#### 4.2.2 軽水炉中小型炉との比較評価

P S - A T R と軽水炉中小型炉の安全設備の面での比較から、次の様な事柄が得られた。

- ① P S - A T R と軽水炉中小型炉は、ともに安全性および信頼性の向上を目指して、受動的な安全設備を導入しようとしている。
- ② 安全設備の構成内容については、P S - A T R と軽水炉中小型炉は同じである。  
ただし、各の原子炉の構成が異なるので、それに関連する設備には、相違が生じている。  
尚、ギャップ注水系は、A T R 特有の構造を活用しようとするものであり、他の型式のプラントに追随を許さない分だけ、軽水炉中小型炉よりも若干優位に立っているといえる。
- ③ 以上から、P S - A T R と軽水炉中小型炉の安全設備に関するコンセプトは、基本的に等しいか、A T R 特有のギャップを活用した P S - A T R の方が、技術的には若干優位に立っていると言える。

P S - A T R の安全設備の優位性が示されたが、プラント全体の比較評価は、安全性および信頼性に加えてプラント全体の物量、運転操作性、保守性など幅広く検討・比較する必要がある。

#### 4.2.3 ふげんと PS-ATR の比較

ふげんと PS-ATR の冷却方式の差異は、「保有水エネルギーの内訳と移行先」図 3.2.2.4-1（ふげん）、図 3.2.2.4-2（PS-ATR）に示す通りである。表 4.2.3-1 にふげんと PS-ATR の主要緒元の比較を示す。

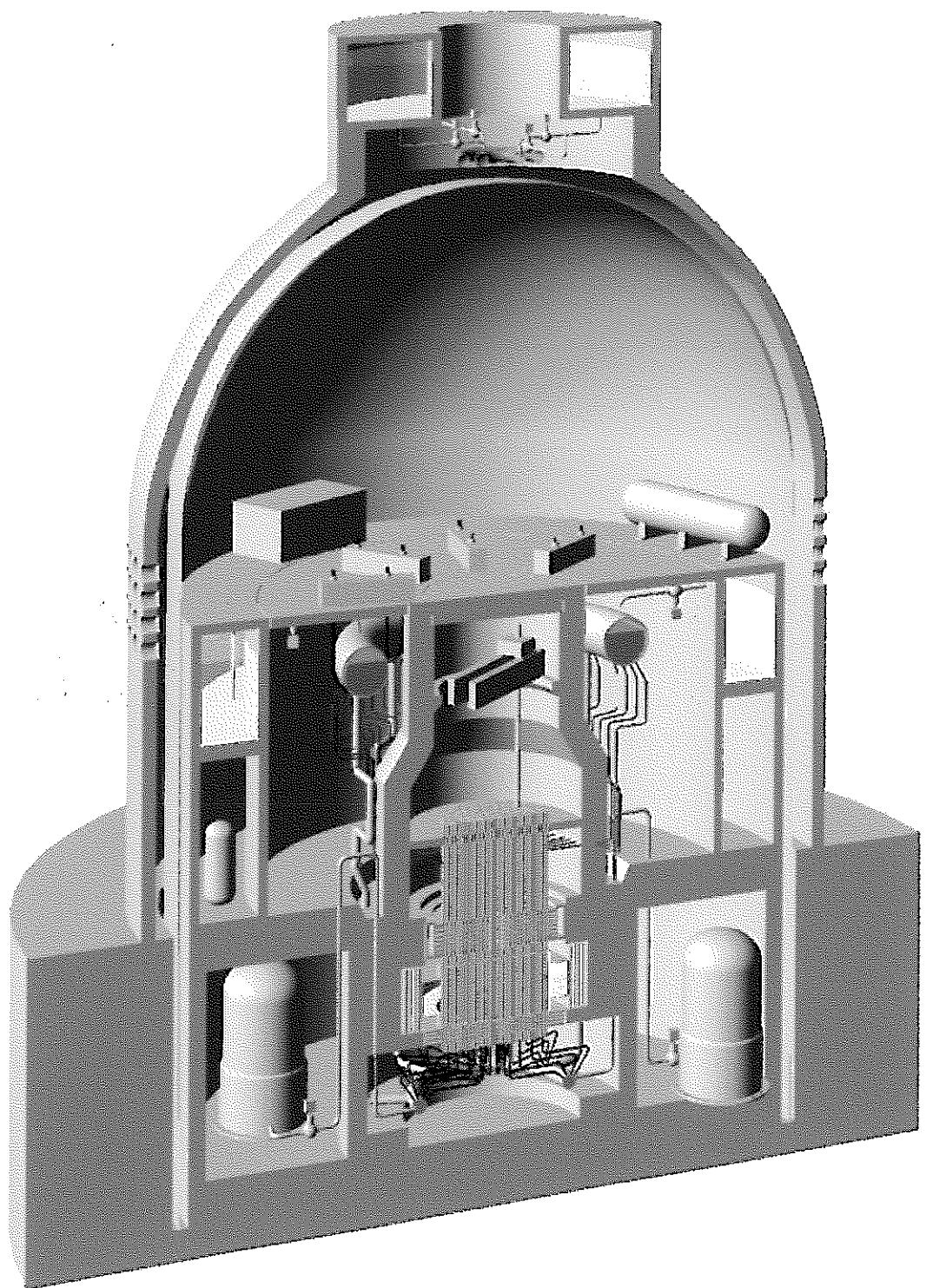
表 4.2.3-1 ふげんと PS-ATR の主要緒元の比較

項目	ふげん	PS-ATR	備考
炉心熱出力 [MWt]	557	1000	
ループ数	2	1	
燃料交換方式	下部交換	上部交換	
再循環ポンプ	有	無 <sup>*1</sup>	<sup>*1</sup> 自然循環
圧力(蒸気ドラム) [atg]	69	69	
温度(蒸気ドラム) [°C]	284	284	
再循環流量 [t/h]	7600	5000	全ループ分
主蒸気流量 [t/h]	910	1690	全ループ分
給水温度 [°C]	182	185	
圧力管本数	224	640	全ループ分
炉心有効高さ [m]	3.7	2.7	
燃料ビン本数	28	28	
圧力管 内径[mm]	117.8	117.8	
上昇口径、本数	3B,224	4B,320 <sup>*2</sup>	<sup>*2</sup> Yビン構造
入口管本数	224	640	
蒸気ドラム 長さ <sup>L</sup> ×内径 <sup>d</sup>	16m <sup>L</sup> ×2 m <sup>d</sup> ×2 基	17m <sup>d</sup> ×3.1 m <sup>d</sup> ×1 基	<sup>d</sup> 環状ドラム径
格納容器 高さ <sup>H</sup> ×内径 <sup>d</sup>	64m <sup>H</sup> ×36m <sup>d</sup>	65m <sup>H</sup> ×40 m <sup>d</sup>	

#### 4.3 パンフレット

従来の ATR をベースに新しい概念を取り入れ、系統機器の簡素化と重水冷却系の受動的余熱除去機能による安全性向上を目指した、中小型 ATR パッシブ安全炉 PS-ATR (Passive Safety ATR) のパンフレットを以下に示す。

# 中小型ATRパッシブ安全炉



## 特徴と主要仕様

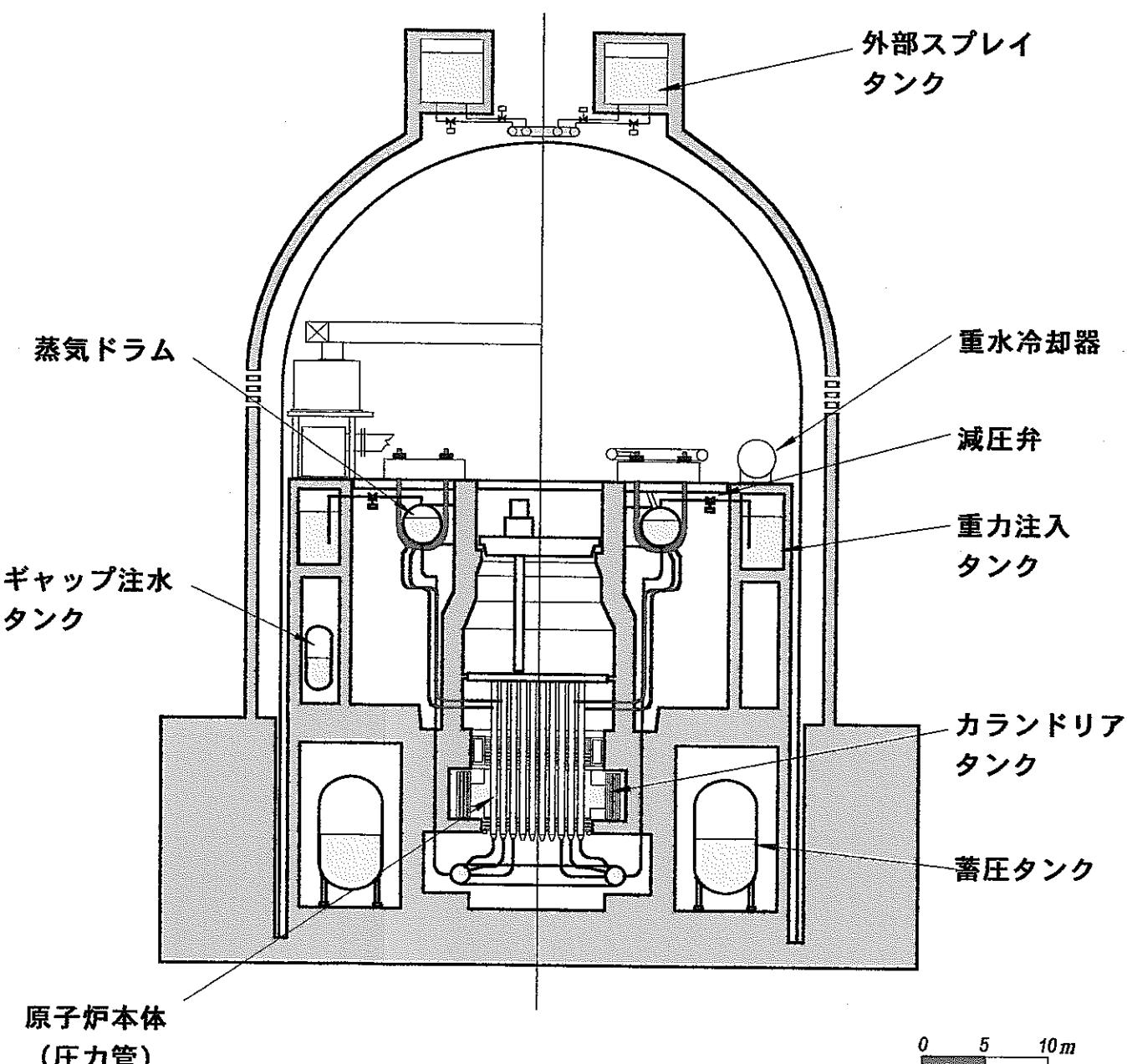
### <ATRパッシブ安全炉PS-ATRの特徴>

- ・系統機器の大幅簡素化により、中小型軽水炉と同等以上の経済性を向上
- ・重水冷却系の受動的余熱除去機能を有することにより、安全性を向上
- ・天然ウラン燃料から全炉心MOX燃料まで、多様な燃料の燃焼が可能

### <PS-ATRの主要仕様>

項目	PS-ATR
発電端出力	約 300 MWe
炉心熱出力	1 000 MWt
原子炉型式	ATR
ループ数	1
燃料交換方式	上部交換
原子炉冷却系	自然循環型再循環方式
圧力(蒸気ドラム)	6.9 atg
温度(蒸気ドラム)	284 °C
再循環流量	5 000 t/h
主蒸気流量	1 690 t/h
給水温度	185 °C
格納容器 型式	鋼製
高さ×内径	6.5m×4.0m

### PS-ATR の概念



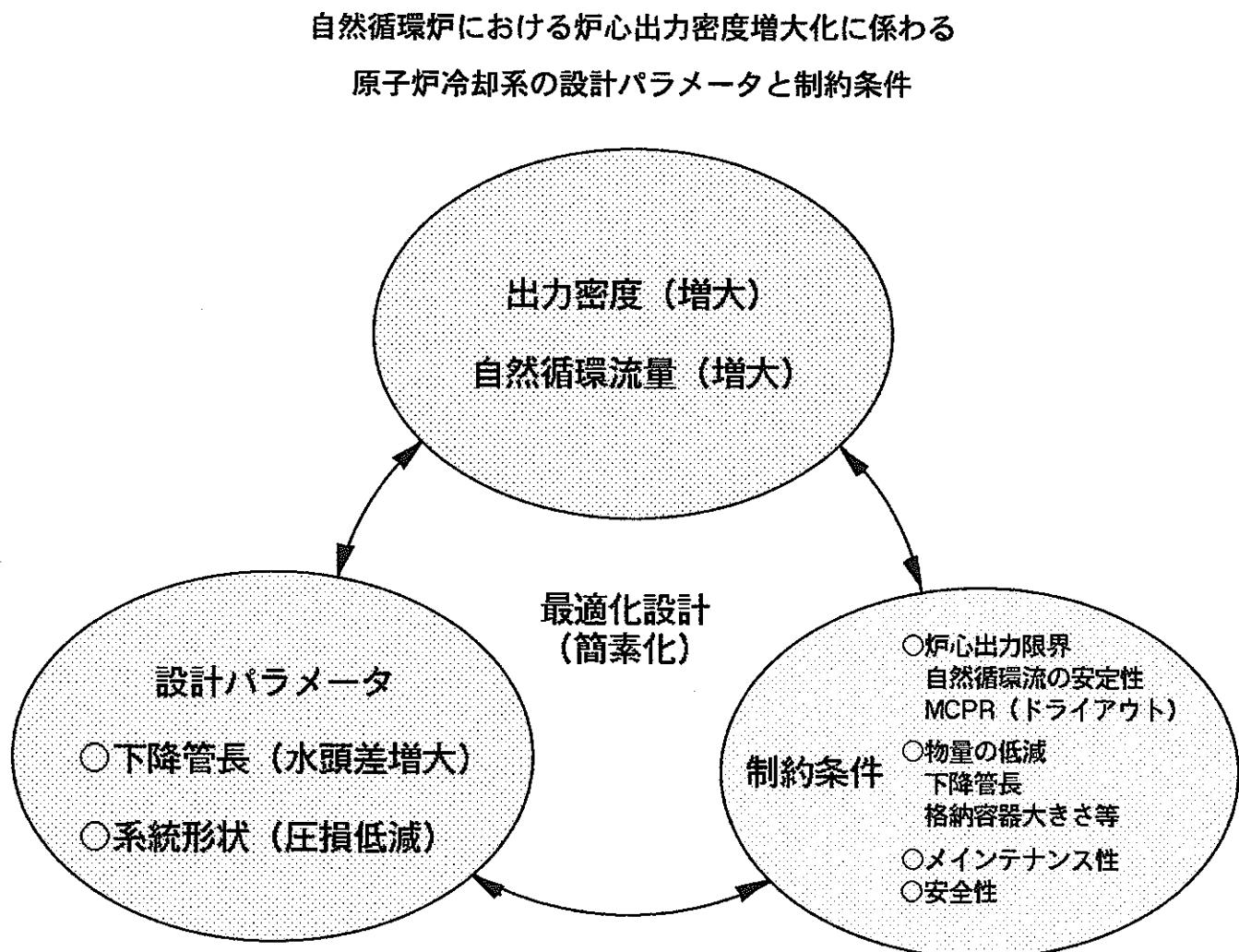
## 原子炉冷却系設備

### <自然循環除熱>

通常運転中のPS-ATRの原子炉冷却系は、再循環ポンプの無い、シンプルな自然循環除熱方式である。

原子炉冷却系の自然循環除熱は、燃料の短尺化等の圧損低減化と蒸気ドラムと炉心の高低差を大とした水頭差増大化で成立する。

原子炉冷却系の炉心出力に対する自然循環流量、流動の安定性及び熱的制限条件（MCPRI基準）を感度解析的に評価し、各種制約条件を満足し、物量の低減を念頭に炉心出力密度の向上を計った原子炉冷却システムとした。



### <設備仕様>

原子炉冷却系設備は自然循環力を生かすため炉心有効高さ2.7mの短尺の燃料集合体を入れた640本の圧力管集合体とカランドリアタンク、環状の蒸気ドラムと下部ヘッダの1ループ構成の冷却材再循環系から構成され、コンパクトな配置が可能となっている。

また、燃料交換を上方から行うことにより炉心部を低い位置に設置してバシブな安全系により炉心部を水づけ可能としている。

項目	PS-ATR
原子炉本体	
炉心有効高さ	2.7 m
炉心有効径	6.7 m
燃料集合体	28本クラスタ
圧力管内径、本数	117.8mm、640本
カランドリアタンク直徑、高さ	7.8m×3.7m
冷却材再循環系	
ループ数	1 ループ
蒸気ドラム 型式、基數	環状ドラム×1基
ドラム直徑	3.1m
下部ヘッダ 型式、基數	環状ヘッダ×1基
入口管 径、本数	2B×640本
上昇管 径、本数	4B×320本(Yピ-ス使用)

# 安全設備

## <ギャップ注水による重水系自然循環除熱>

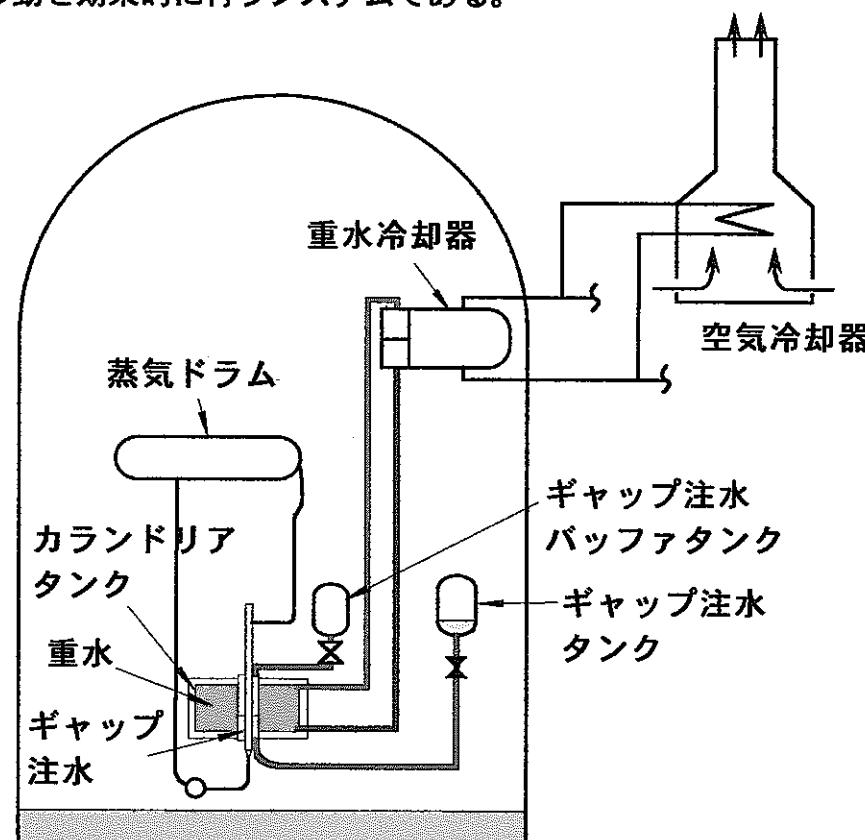
重水冷却系は通常時はポンプによる強制循環除熱方式であるが、全電源喪失等の事故時は自然循環除熱方式となる。

重水冷却系は以下の2つの主要な除熱機能を有する。

- 1) 通常運転時に中性子の減速で生じる  
重水内の発熱を除熱する。
- 2) プラント停止時に炉心崩壊熱を除熱する。

このため、重水冷却器をカンドリタンクから20mの高さ配置、水圧作動弁の作動による流路配管切り替え方式で圧損を低減化し、更に、ギャップ注水系を設け、受動的余熱除去機能を有する重水冷却システムとなっている。

尚、ギャップ注水系は、圧力管とカンドリア管の間の炭酸ガス空間へ冷却水を注入し、炭酸ガス空間の熱抵抗を低減し炉心から重水冷却系への熱移動を効果的に行うシステムである。



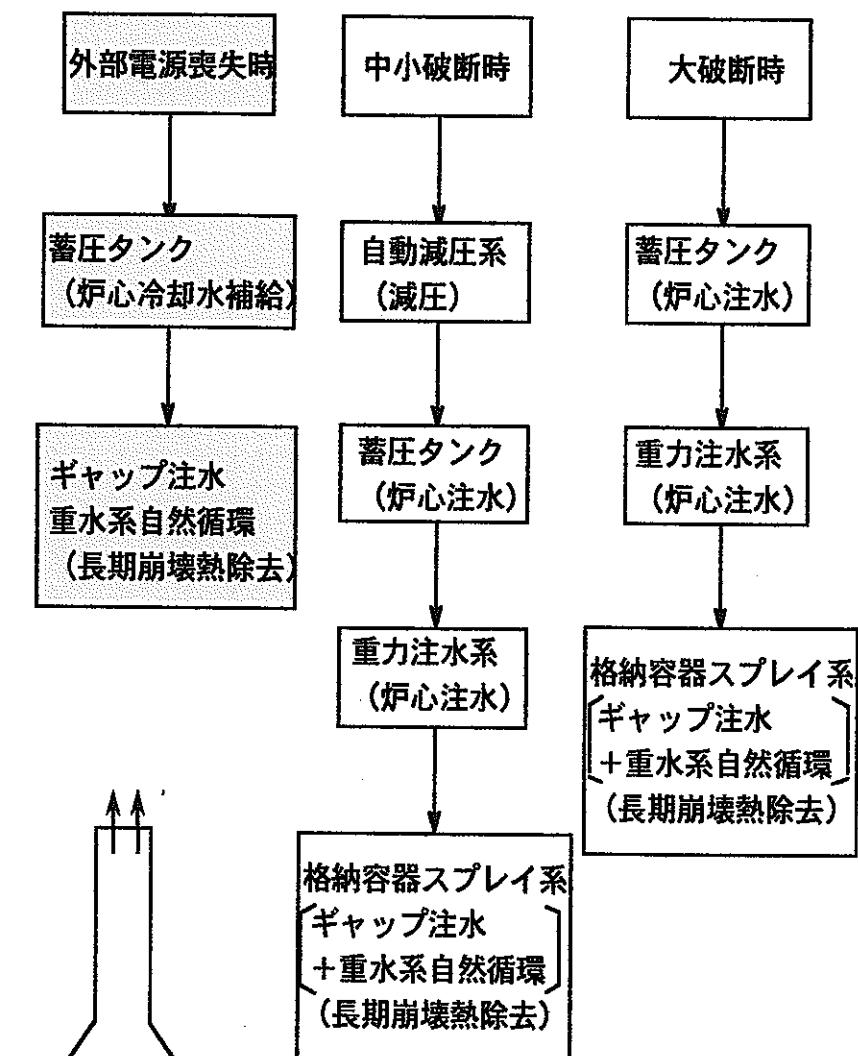
## <構成と機能>

ギャップ注水による重水系自然循環除熱を生かしたパッシブな安全設備の構成と機能になっている。

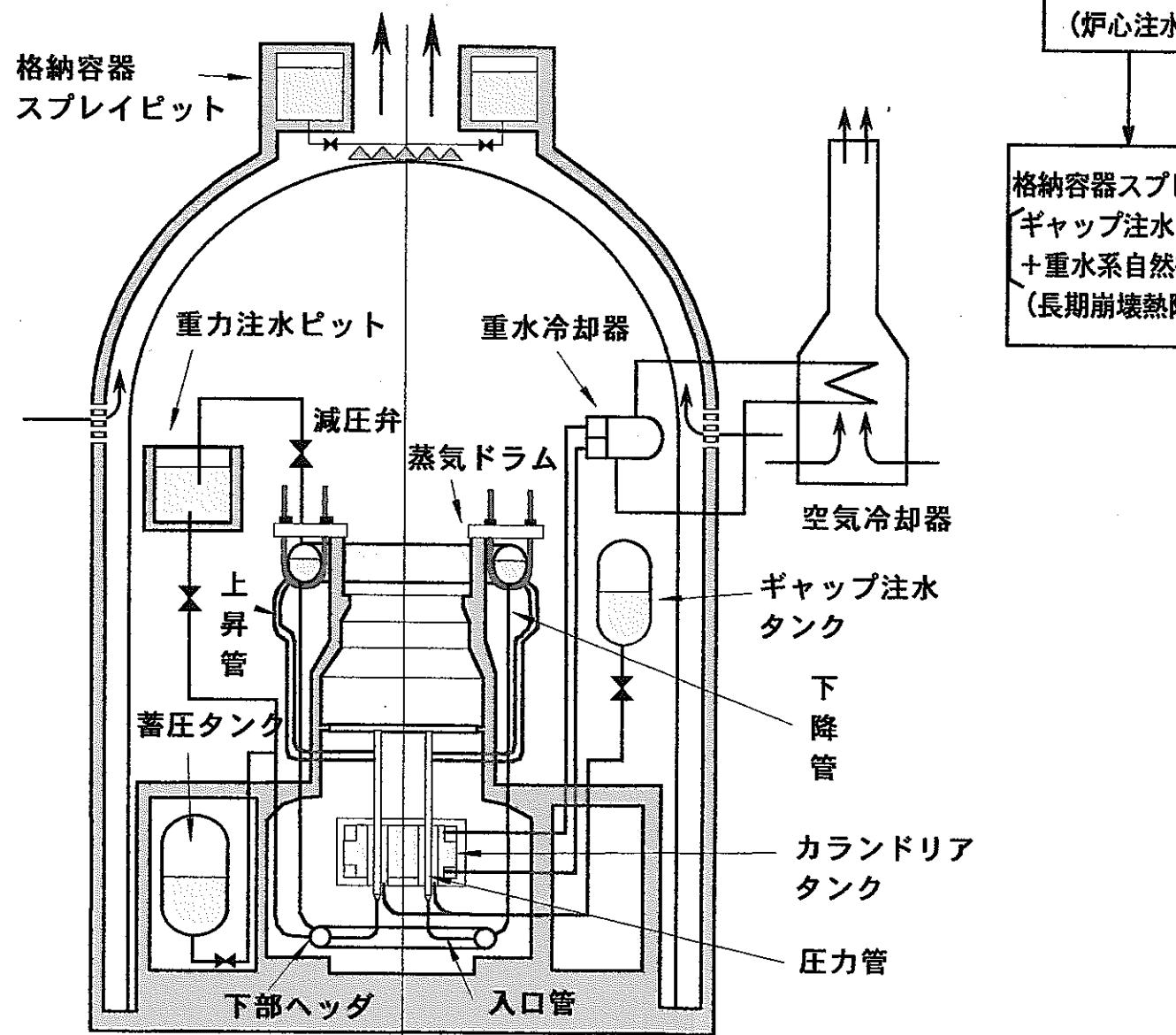
### 構成

崩壊熱除去機能	ギャップ注水+重水系自然循環 格納容器スプレイ系
減圧機能	自動減圧系
注水機能	蓄圧タンク 重力注水系

### 機能



PS-ATR 安全系系統概念図



## 比較評価

PS-ATR と軽水炉の中小型炉及び「ふげん」との比較評価結果を以下に示す。

- ・ PS-ATR は「ふげん」と比べて再循環ポンプ安全系のポンプ類を削除できて、簡素のシステム構成である。
- ・ 軽水炉のパッシブ安全炉と比べても、安全設備のコンセプトは基本的に等しいか、ATR 特有のギャップ注水+重水系自然循環を活用したため、同等以上である。

### 軽水炉中小型炉及び「ふげん」とのプラント比較

	AP-600	SBWR	PS-ATR	「ふげん」
1. 出力	600 Mwe	600 Mwe	300 Mwe	165 Mwe
2. 原子炉冷却系				
1) 原子炉冷却材の循環方法	キャンドモータポンプを使用	自然循環	自然循環	再循環ポンプを使用
2) ループ数	2	—	1	2 (独立)
3. 安全設備				
1) 作動方式	パッシブ	パッシブ	パッシブ	アクティブ
2) 炉心冷却系	蓄圧タンク	スチームインジエクター	蓄圧タンク	蓄圧タンク
	炉心補給水タンク	フイルーションコンデンサ	—	高圧注入ポンプ
	燃料取替用水タンク	重力駆動 ECCS (サブレッショングーラー)	重力注水タンク	低圧注入ポンプ
	—	—	ギャップ注水系	復水貯蔵タンク
	—	—	重水系 (自然循環)	蒸気放出プール
	減圧弁	—	蒸気ドラム自動減圧弁	蒸気放出プール 冷却ポンプ
3) 格納容器冷却系				
内部冷却	蓄圧スプレイ系 (約 30 分間)	格納容器外周に ウォーターオール	—	スプレイポンプ
外部冷却	頂部プール	格納容器ベント (原子炉建屋へ)	外部スプレイ タンク	—
	最終的には空冷	—	最終的には空冷	

## 5. まとめ

以下の作業を通して、安全性を向上した、合理的な中小型 ATR パッシブ安全炉のプラント概念を構築することができた。

### 5.1 要素技術の検討

- 1) 自然循環冷却方式の原子炉・冷却系の最適化検討手順、これまで実施された自然循環特性解析結果を整理し、1000MWt 自然循環型 ATR 原子炉・冷却系のシステムの概念を構築できた。
- 2) 重水冷却系は通常時はポンプによる強制循環とするが、重水冷却器をカントリータンクから 20 m の高さに配置また重水冷却系の圧損低減策を計り、事故時は自然循環とした。更に重水冷却系への伝熱量を増やすギャップ注水方式を採用することにより、受動的余熱除去機能を有する重水冷却系の概念を構築できた。

### 5.2 プラントシステム概念の構築

5.1 の要素技術の検討に基づきプラント構想、事故シナリオ、主要システム概念、格納容器（配置を含む）について検討して以下の概念を得た。

- 1) 原子炉本体は、上部よりの燃料交換方式として、格納容器の下部に設置してパッシブな安全系により原子炉本体が水づけにできるように、事故後の炉心冷却を確保できるようにした。
- 2) 原子炉冷却系は、自然循環型再循環方式とした。ただし、PS-ATR では 2 ループとする利点が少ないため、システムが簡素化できる 1 ループ構成として、環状の蒸気ドラム、下部ヘッダを採用してスペースの有効利用をはかる方式とした。
- 3) 安全系の構成は、崩壊熱の除去、炉心への注水がパッシブなシステムで可能なようにして、電源喪失、小漏洩、大漏洩等の事故時のシナリオを検討して容量の設定、システムの成立性を確認した。以下にその構成を示す。

ギャップ注水系 + 静的重水冷却系 (崩壊熱除去機能)  
自動減圧系 (減圧機能)

蓄圧タンク注水系	(注水機能)
重力注水系	(注水機能)
原子炉格納容器冷却系	(CV圧力減圧、崩壊熱除去機能)

- 4) 以上の概念の格納容器内配置を検討して配置概念図を作成した。

### 5.3. 総合評価

PS-ATRとJPSR AP-600, SBWR、「ふげん」との比較を行い、以下の評価を得た。

- 1) PS-ATRはふげんと比べて、再循環ポンプ、安全等のポンプ類を削除できて、簡素なシステム構成となった。
- 2) 他のパッシブ安全炉と比べても、安全設備のコンセプトは基本的には等しいか ATR特有のギャップ注水を活用したPS-ATRの方が技術的には若干優位にたっていると思われる。
- 3) 技術的課題としてはパッシブシステム、燃料上部交換方式等については、更なる詳細検討及び技術的確証が必要である。

以上により、動的機器を削除した合理的で安全性の高い中小型ATRパッシブ安全炉の概念が構築できた。又安全設備のコンセプトとしても他のパッシブ安全炉と比べても、ほぼ同等以上であると思われ、今後更なる詳細検討及び技術的確証を行っていく必要がある。

## 6. 謝辞

本研究の実施に当たって、動力炉・核燃料開発事業団ふげん発電所発電課の桜井直人氏をはじめ関連部署の皆様には数々のご指導並びにご助言をいただき、ここに感謝の意を表します。

## 7. 参考文献

1. 「次世代軽水炉の開発および研究状況と新要素技術」日本原子力学会誌 Vol.37.No.9(1995)
2. 望月他、「ATR 中小型炉自然循環特性解析」PNC ZN9410 94-228 1994年8月
3. 高部他、「自然循環重水系を持つ ATR 中小型炉特性解析」PNC ZN9410 94-105  
1994年4月
4. 「ATR 固有安全炉の余熱除去性能計算作業」成果報告書（動力炉・核燃料開発事業団 契約業務報告書）平成8年3月 新型炉技術開発株式会社
5. 「新型転換炉実証炉 ATRECSII／mod3-FIX5 コンピュータ・プログラム取扱説明書」1993年7月 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター
6. 速水他、「ATR 熱流動解析」 日本原子力学会誌 Vol.31,No.12 (1989) p35~p46
- 6-1. 望月他、「ATR 体系における低出力自然循環時の流量振動試験」日本原子力学会「1997春の年会」 G4
7. ふげん設置許可申請書
8. 前田他、「ATR 高燃焼度燃料の核・熱特性の検討 (II)」 PNC ZN8410 92-191、  
1992年7月
9. 原子力工業 第39巻 第7号 (1993)
10. 「重水プラントのフィージビリティスタディ（重水系除熱評価）」作業報告書  
1990年3月 三菱原子力工業株式会社
11. V.H.Ransom,et.al. NUREG/CR-2396(1984)
12. 「崩壊熱  $\gamma$  線による「ふげん」重水系発熱量の計算」 PNC SN941 85-07
13. H.Mochizuki et. al “ Heat Removal Characteristics from a 36-rod Fuel Bundle in a Tube by Radiative Heat Transfer during LOCAs without Emergency Coolant Injection ” NURETH-8 International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics Vol. 3. Kyoto Japan 1997
- 14 原子力工業 第34巻 第1号 (1988)
- 15 JPSR「受動的安全炉概念の進展」原子力基礎・基盤研究の現状 平成8年  
日本原子力研究所 p28,p29

16 JPSR 「R&D 受動的安全炉の研究を進めて、原子炉の更なる安全性を追求する」 F F 1994/12 No. 日本原子力研究所

## Appendix 補足データ

表 A-1　冷却系のインベントリ

表 A-2　冷却材の主要パラメータ

表 A-3　崩壊熱

表 A-4　破断口からの流出流量

表 A-1 冷却系のインベントリ

	水部分	蒸気部分	備 考
蒸気ドラム	113.9	113.9	注2)
下降管	12.6		
下部ヘッダ	5.4		
入口管	27.4		
炉心下部延長部	12.0		
炉心部	8.2		
炉心上部延長部		6.8	
上昇管(4B)		74.0	
小計	179.5	194.7	
合計	374.2		

注1) 上表は、表2.1.2-1を基に作成した。

尚、今回の検討結果では冷却系は1ループとなったので、表2.1.2-1の値を2倍して記載している。

注2) 蒸気ドラムの水／蒸気の割合を概略半々と推定した。

表 A-2 冷却材の主要パラメータ

	水	蒸気	備 考
初期状態 (70ata)			冷却材温度 284.5°C
密度 (Kg/m³)	742.5	35.74	蒸発潜熱 361.8 Kcal/Kg
エンタルピ (Kcal/Kg)	301.0	662.8	
重量 (t)	133.3	6.96	注1)
大漏洩後 (3ata)			冷却材温度 注2) 119.6°C
密度 (Kg/m³)	943.1	1.109	蒸発潜熱 526.3 Kcal/Kg
エンタルピ (Kcal/Kg)	119.9	646.2	
大気圧			冷却材温度 100°C
密度 (Kg/m³)	958.1	0.5798	蒸発潜熱 539.1 Kcal/Kg
エンタルピ (Kcal/Kg)	100.1	639.2	
減圧による気水分離割合 (70ata → 2ata)			
・減圧による気水分離割合	: 0.344		
・冷却材の減圧で沸騰する水量	: 45.87 t		
・減圧沸騰後の残存水量	: 87.44 t (92.7 m³)		
・減圧後の残存蒸気量	: 312 Kg (281.5 m³)		
減圧による気水分離割合 (70ata → 1ata)			
・減圧による気水分離割合	: 0.374		
・冷却材の減圧で沸騰する水量	: 49.87 t		
・減圧沸騰後の残存水量	: 83.43 t (87.1 m³)		
・減圧後の残存蒸気量	: 166.5 Kg (287.1 m³)		

注1) 表 A-1 のインベントリから

$$\begin{aligned} \text{水} &= 179.5 \times 742.5 = 133279 \text{ Kg} \rightarrow \text{丸めて } 133.3 \text{ t} \\ \text{蒸気} &= 194.7 \times 35.74 = 6958.6 \text{ Kg} \rightarrow \text{丸めて } 6.96 \text{ t} \end{aligned}$$

注2) 事故時の格納容器内のピーク圧力を 3ata 程度としているので、空気分圧を除いた水蒸気分圧 (2ata) に相当する飽和温度。

注3) 冷却系の減圧により発生する蒸気の割合をYとすると、3ataの場合

$$\begin{aligned} 301 &= 119.9 (1-Y) + 646.2 Y \\ \text{から, } Y &= 0.344 \text{ となる。} \\ \text{発生蒸気量} &= 133.3 \times 0.344 = 45.87 \text{ t} \\ \text{残存水量} &= 133.3 \times (1 - 0.344) = 87.44 \text{ t} \\ \text{残存水量の体積} &= 87.44 \times 10^3 \div 943.1 = 92.7 \text{ m}^3 \\ \text{減圧後の蒸気体積} &= 374.2 - 92.7 = 281.5 \text{ m}^3 \\ \text{減圧後の蒸気重量} &= 281.5 \times 1.109 = 312.2 \text{ kg} \end{aligned}$$

表 A-3 崩 壊 热

時間	崩壊熱 (-)	崩壊熱積算値 (-)	崩壊熱積算値 (Kcal)	備 考
(分) 1	0.05680	4.941E+00	1.180E+06	
10	0.02782	2.420E+01	5.779E+06	
20	0.02244	3.904E+01	9.323E+06	
30	0.01979	5.164E+01	1.233E+07	
60	0.01596	8.331E+01	1.990E+07	
(h) 10	0.00782	4.081E+02	9.744E+07	
20	0.00631	6.583E+02	1.572E+08	
24	0.00596	7.466E+02	1.783E+08	
48	0.00481	1.204E+03	2.876E+08	
72	0.00424	1.593E+03	3.805E+08	

注) 本表は図2.2.1.3-4' から下記に示す近似式を作成し、計算したものである。  
(t : 秒)

$$\text{崩壊熱}(-) = 0.202 t^{-0.31}$$

$$\text{崩壊熱積算値}(-) = 0.293 t^{0.69}$$

$$\text{崩壊熱積算値} = \text{崩壊熱積算値}(-) \times 2.388 \times 10^5$$

表 A-4 破断口からの流出流量

	上 昇 管	下 降 管	入 口 管	備 考
断面積 (m <sup>2</sup> )	0.01146	0.0792	0.00192	表2.1.2-1より
C v	676	4673	113	
C f	0.9	0.9	0.9	
P 1	36.5	36.5	36.5	平均値
流出流量	260 t/h	1806 t/h	44 t/h	

注記) 臨界流になるので、近似的に弁の計算式を用いる。

$$C_v = \frac{85W}{C_f \times P_1} \rightarrow W = \frac{C_v \times C_f \times P_1}{85}$$

ここで、W : 流量 (t/h)

C f : 係数 (= 0.9)

C v : C v 値 (C v = 5.9 × 10<sup>4</sup> A)

P 1 : 圧力

A : 断面積

尚、C vへの換算は、流出断面で急激に流れが拡大するとして求めた。